

Titre: Application de la théorie des perturbations généralisées et des algorithmes stochastiques afin d'améliorer les réflecteurs des réacteurs CANDU6
Title:

Auteur: Mehdi Mahjoub
Author:

Date: 2011

Type: Mémoire ou thèse / Dissertation or Thesis

Référence: Mahjoub, M. (2011). Application de la théorie des perturbations généralisées et des algorithmes stochastiques afin d'améliorer les réflecteurs des réacteurs CANDU6 [Mémoire de maîtrise, École Polytechnique de Montréal]. PolyPublie.
Citation: <https://publications.polymtl.ca/714/>

 **Document en libre accès dans PolyPublie**
Open Access document in PolyPublie

URL de PolyPublie: <https://publications.polymtl.ca/714/>
PolyPublie URL:

Directeurs de recherche: Robert Roy, & Jean Koclas
Advisors:

Programme: Génie énergétique
Program:

UNIVERSITÉ DE MONTRÉAL

APPLICATION DE LA THÉORIE DES PERTURBATIONS GÉNÉRALISÉES ET DES
ALGORITHMES STOCHASTIQUES AFIN D'AMÉLIORER LES RÉFLECTEURS DES
RÉACTEURS CANDU6

MEHDI MAHJOUB

DÉPARTEMENT DE GÉNIE PHYSIQUE
ÉCOLE POLYTECHNIQUE DE MONTRÉAL

MÉMOIRE PRÉSENTÉ EN VUE DE L'OBTENTION
DU DIPLÔME DE MAÎTRISE ÈS SCIENCES APPLIQUÉES
(GÉNIE ÉNERGÉTIQUE)

DÉCEMBRE 2011

UNIVERSITÉ DE MONTRÉAL

ÉCOLE POLYTECHNIQUE DE MONTRÉAL

Ce mémoire intitulé:

APPLICATION DE LA THÉORIE DES PERTURBATIONS GÉNÉRALISÉES ET DES
ALGORITHMES STOCHASTIQUES AFIN D'AMÉLIORER LES RÉFLECTEURS DES
RÉACTEURS CANDU6

présenté par : MAHJOUB Mehdi

en vue de l'obtention du diplôme de : Maîtrise ès sciences appliquées

a été dûment accepté par le jury d'examen constitué de :

M. MARLEAU Guy, Ph.D., président

M. ROY Robert, Ph.D., membre et directeur de recherche

M. KOCLAS Jean, Ph.D., membre et codirecteur de recherche

M. CHAMBON Richard, Ph.D., membre.

REMERCIEMENTS

Je remercie toute personne ayant participé, de loin ou de près, à ma formation dans le domaine du génie nucléaire. J'aimerais commencer ma liste de remerciements par mes parents qui m'ont toujours soutenu. Je tiens aussi à remercier mon directeur de recherche M. Robert ROY ainsi que mon codirecteur M. Jean KOCLAS. Je tiens à nommer particulièrement M. Richard CHAMBON pour le temps qu'il m'a accordé afin de déboguer mon travail. Je remercie aussi Mme Elizabeth VARIN pour m'avoir permis de consulter ses anciens travaux et codes sources qui m'ont aidé à démarrer mon projet. Je remercie également M. Abbas BELIL qui a eu la gentillesse de m'inviter à des conférences et formations au sein de son entreprise. Je veux aussi exprimer mes gratitude à tous les membres de l'institut de génie nucléaire à l'École Polytechnique de Montréal pour m'avoir aidé à réaliser ce travail.

RÉSUMÉ

Les réacteurs CANDU6 sont des réacteurs fonctionnant à l'uranium naturel. Cette particularité demande que le réflecteur du réacteur soit plus diffusant qu'absorbant. De ce fait, les concepteurs du réacteur ont choisi l'eau lourde comme élément unique du réflecteur. L'eau lourde est une matière très chère. Sachant que la distribution des neutrons dans tous les réacteurs n'est pas uniforme, cette caractéristique complique en quelque sorte le rechargement du réacteur.

Si on considère une distribution de flux neutronique uniforme dans le réacteur, le rechargement du cœur du réacteur sera beaucoup plus facile à gérer et ses étapes pourraient être automatisées. De ce fait, l'idée est d'introduire une nouvelle composition du réflecteur dans les réacteurs CANDU6 en introduisant un métal dans la zone du réflecteur. Cette modification a pour but d'aplatir le flux et de diminuer la quantité d'eau lourde introduite dans le réacteur. Ceci permettrait donc de diminuer le coût relatif à l'installation de nouvelle centrale et à la rénovation de centrales existantes.

La théorie des perturbations généralisées (TPG) est utilisée dans la physique des réacteurs afin d'évaluer la variation du facteur de multiplication dans un réacteur critique. Un des domaines où la cette théorie a eu de grands succès est celui des analyses de la gestion de rechargement dans les réacteurs à eau légère (LWR). Une approche similaire a été proposée afin d'optimiser la gestion du combustible dans les réacteurs CANDU. Dans ce mémoire, nous proposons une nouvelle approche pour l'application de TPG. La théorie des perturbations généralisées a permis de calculer les variations de puissances zonales. Un module dédié aux calculs des variations de puissances zonales a été développé pour ce projet et a été intégré à DONJON. Ces variations de puissances zonales ont été utiles pour comparer les nouvelles compositions du réflecteur des réacteurs CANDU6.

L'algorithme de recherche TABOU, ainsi qu'un algorithme GÉNÉTIQUE ont été utilisés afin d'obtenir la nouvelle composition optimale du réflecteur. Une fonction objectif ayant pour but d'aplatir la distribution de puissance a été définie et utilisée par les deux algorithmes. Cette fonction se base sur la définition standard des 14 zones de contrôle pour les contrôleurs liquides dans un CANDU6.

Finalement, il est important de noter que les résultats obtenus ont montré que la nouvelle composition de réflecteur a atteint les objectifs et que la nouvelle distribution de flux est avantageuse par rapport à celle existante aujourd'hui. De plus, il est important de constater les économies financières réalisées suite à l'intégration de ce nouveau réflecteur dans les centrales CANDU6 vu la suppression d'une importante quantité d'eau lourde dans le réflecteur.

ABSTRACT

The CANDU6 reactor has many differences from other power reactors among which it has horizontal fuel bundles that can be refueled on power and uses natural uranium (0.7% of uranium 235) as fuel. Another important characteristic of CANDU6 reactors is the heavy water moderator and reflector. Heavy water surrounding the reactor core reflects back some of the neutrons escaping from the core and saves neutrons that are then available for the fission process. Many parameters are important to define the combination of materials to be used in the reflector e.g. materials compatibility, economy, strength, shielding, etc... The ideal reflector has a high probability of scattering neutrons and a low absorption probability. Heavy water being very expensive, the use of a large heavy water reflector presents a large cost. The purpose of this work is to perturb the CANDU reflector in order to obtain a more uniform flux distribution throughout the reactor core while lowering the reflector cost.

We have defined different metal mixtures and introduced them into the reflector. These mixtures contain concentrations of Fe56, Cr52, Ni58 and Mn55 atoms and are added at different positions of the reflector with various concentrations. The idea is to design a new heterogeneous reflector still containing mostly heavy water but with interstitial metal components. This would reduce the cost of installation of new plant and renovation of existing plants.

Generalized Perturbation theory (GPT) is widely used in reactor physics to evaluate variation of the multiplication factor in a critical reactor. One area where GPT methods have been particularly successful is in Light Water Reactors (LWR) fuel management analysis. A similar approach has been proposed to optimize fuel management in a CANDU reactor at equilibrium refueling. A new application of GPT to evaluate the variation of zonal power as a result of the reflector perturbation is proposed in this project. This approach allows us to define modification sites in the reflector of a CANDU6 reactor.

The Taboo search and the genetic algorithm had been used to obtain the new reflector configuration. An objective function which tries to flatten the power distribution among the 14 standard control zones is used.

It is important to note that we have reached our objective and the reflector has improved the flux distribution. This reflector has also decreased the amount of heavy water which automatically implies a very important decrease of the financial cost of building a new CANDU6 reactor.

TABLE DES MATIÈRES

REMERCIEMENTS	III
RÉSUMÉ	IV
ABSTRACT	VI
TABLE DES MATIÈRES	VIII
LISTE DES TABLEAUX.....	XI
LISTE DES FIGURES.....	XII
LISTE DES SIGLES ET ABRÉVIATIONS	XIV
LISTE DES ANNEXES.....	XV
INTRODUCTION.....	1
CHAPITRE 1 REVUE DE LITTÉRATURE	3
CHAPITRE 2 TPG ET MODÈLES DE CALCUL	7
2.1 Généralités	7
2.1.1 Réacteur nucléaire CANDU	7
2.2 Calcul de réacteur	11
2.2.1 Équation de la diffusion.....	13
2.2.2 Calcul moyenné dans le temps	15
2.3 Théorie des perturbations et des perturbations généralisées.....	16
2.3.1 Théorie des perturbations	16
2.3.2 Théorie des perturbations généralisées	17
2.3.3 Application de la TPG aux puissances zonales pour une perturbation du réflecteur .	19
2.4 Modification du réflecteur	20
2.4.1 Déploiement des mélanges	22

2.4.2	Algorithme et Méta heuristique	23
2.4.3	Fonction objectif	27
2.5	Codes de calcul	29
2.5.1	Le modèle de transport : DRAGON	29
2.5.2	Le mode de diffusion : DONJON	31
2.5.3	Conditions nominales pour la simulation	33
2.5.4	Modèles numériques des algorithmes Méta heuristiques	34
2.6	Spécification du système	36
CHAPITRE 3	ARTICLE 1: GENERALIZED PERTURBATION THEORY AND STOCHASTICS ALGORITHMS APPLIED TO IMPROVE CANDU6 REFLECTORS	38
3.1	Abstract	39
3.2	Introduction	39
3.3	Perturbation theory	41
3.4	GPT estimates of zonal power	42
3.5	Reactor model	44
3.5.1	Search Algorithms	45
3.6	Numerical solution	46
3.6.1	Search Algorithms	47
3.7	Conclusion	53
3.8	Acknowledgments	53
3.9	References	53
CHAPITRE 4	RÉSULTATS ET DISCUSSION GÉNÉRALE	55
4.1	Résultats	55
4.2	Analyse des résultats	59

4.2.1	Validation	59
4.2.2	Carte de puissance	60
4.3	Gain en eau lourde	66
4.4	Améliorations à considérer	66
CONCLUSION		67
BIBLIOGRAPHIE		68
ANNEXES		70

LISTE DES TABLEAUX

Tableau 2.1: Définition des nouveaux mélanges	21
Tableau 2.2: Valeurs nominales du CANDU6 [5, 7,23]	33
Tableau 3.1: Taboo search simulations results.....	49
Tableau 3.2: Most important results of crossover simulations.....	50
Tableau 4.1: Résultats de l'algorithme génétique.....	55
Tableau 4.2: Distribution initiale de flux neutronique intégré	61
Tableau 4.3: Distribution de flux neutronique final pour le croisement 19	62
Tableau 4.4: Variation du flux neutronique par canal.....	63
Tableau 4.5: Variation (initiale - finale) de la puissance par canal (kW)	64

LISTE DES FIGURES

Figure 1-1: Schéma de calcul pour un réacteur nucléaire	3
Figure 1-2: Schéma de calcul utilisé dans ce projet	6
Figure 2-1: Schéma d'un réacteur CANDU 6 [24]	8
Figure 2-2: Cellule unitaire d'un réacteur CANDU6 [21]	12
Figure 2-3: Discrétisation du réacteur CANDU6.....	12
Figure 2-4: Symétries axiales appliquées (xx' et yy').....	22
Figure 2-5: Arbre des simulations	24
Figure 2-6: Processus de croisement	26
Figure 2-7: Les 14 zones de contrôle pour un réacteur CANDU 6.....	28
Figure 2-8: Positions du nouveau réflecteur dans une cellule DRAGON.....	29
Figure 2-9: Schéma de calcul DRAGON	30
Figure 2-10: Séquence de modules et procédures du modèle de diffusion pour la première itération.....	32
Figure 2-11: Itération numéro 1 pour l'algorithme tabou	34
Figure 2-12: Modèle itératif pour les itérations de 2 à 100 dans l'algorithme tabou	35
Figure 2-13: Modèle itératif pour l'algorithme génétique	36
Figure 3-1: Control zones definition for CANDU6 [10].....	41
Figure 3-2: Variation of the value of the objective function for the simulation number 19.	47
Figure 3-3: Taboo search processes	48
Figure 3-4: CANDU6 geometry and controls zones definition for DONJON.....	48
Figure 3-5: Crossover process.....	50
Figure 3-6: Distribution power (MW) for the best Merge: 19	51

Figure 3-7: Proportion of each steel in the reflector around a zone	51
Figure 3-8: Channel power variation distribution (kW).....	52
Figure 4-1: Évolution de la valeur de la fonction objectif pour la simulation 19	58
Figure 4-2: Évolution de la valeur de la fonction objectif pour le croisement 19 menant au bon résultat.	59
Figure 4-3: Représentation graphique de la distribution de la variation de puissance dans le réacteur par canal (en kW).	65

LISTE DES SIGLES ET ABRÉVIATIONS

EPM	École Polytechnique de Montréal
CANDU	CANadian Deutorium Uranium reactor
GPT/TPG	Generalized Perturbation Theory/ Théorie des Perturbations Généralisées
LWR	Light Water Reactor
PWR	Pressurized Water Reactor
MOX	Mixed oxide fuel
UOX	Uranium dioxide fuel
GV	Générateur de Vapeur
LOCA	Loss Of Coolant Accident

LISTE DES ANNEXES

ANNEXE 1 – LES QUATRE GÉOMÉTRIES DE DÉPART	71
ANNEXE 2 – MODÉLE DRAGON.....	74
ANNEXE 3 – MODÉLE DONJON.....	78
ANNEXE 4 – MODULE DELPOW	82
ANNEXE 5 – MEILLEUR RÉSULTAT OBTENU.....	96

INTRODUCTION

Les réacteurs CANDU6 ont été développés durant le siècle dernier au moment où le monde avait grandement besoin de nouvelles sources d'énergie. Ces réacteurs ont des particularités qui les rendent parmi les plus sûres au monde. Durant les années soixante, les ressources informatiques étaient limitées faisant en sorte que la majorité des calculs et simulations ont été réalisés avec des modèles élémentaires. De nos jours, il existe une variété assez importante de logiciels de haute performance pouvant simuler la distribution de flux neutronique dans les réacteurs nucléaires de puissance. Les codes DONJON et DRAGON font partie de l'ensemble de ces logiciels. Cependant, ces logiciels demeurent encore incomplets et nécessitent le développement de nouvelles approches et de nouvelles fonctionnalités.

Plus spécifiquement, ce projet vise à effectuer de nouvelles simulations pour le réacteur nucléaire CANDU6. Ces simulations introduiront une nouvelle composition du réflecteur. De nombreuses approches seront proposées dans le cadre de l'étape de validation. Parmi celles-ci, nous pouvons énumérer une approche basée sur la variation de puissance par canal et une autre approche basée sur la variation de puissance par zone de contrôle définie selon les besoins. Notre choix final s'est porté sur l'étude des variations de puissance par zone, mais en se basant sur la définition des 14 zones standards des réacteurs CANDU6 tout en utilisant la théorie des perturbations généralisées.

La nouvelle composition du réflecteur sera modifiée par un métal dans le but d'améliorer la distribution des neutrons dans le réacteur. Nous avons visé principalement trois aspects :

- aplatir le flux neutronique,
- diminuer la quantité d'eau lourde qui compose le réflecteur,
- améliorer l'aspect sécurité du réacteur.

Une approche, faisant appel aux heuristiques et méta heuristiques, a été utilisée dans ce projet afin de construire une composition de réflecteur optimale en se basant sur deux algorithmes différents. Le premier fera appel aux heuristiques d'amélioration locales, nous citons par exemple

les algorithmes K-opt et la recherche Tabou. Le second est un algorithme méta-heuristique qui est basé sur l'analyse des populations.

Quant à sa portée et sa structure, ce document a pour objectif de détailler l'approche choisie pour ce projet. Il pourra être utilisé comme guide pour toute étude future qui viserait à approfondir cette notion et à améliorer les résultats obtenus dans ce travail. En ce qui a trait à la structure globale de ce document, ce dernier est divisé en 4 chapitres :

- Le premier est une brève revue de la littérature dans le domaine des optimisations en génie nucléaire.
- Le deuxième chapitre introduit :
 - la notion de calcul du cœur de réacteur et principalement l'équation de diffusion ainsi que sa discrétisation spatiale et énergétique;
 - la théorie des perturbations, de la théorie des perturbations généralisées et de son application dans le cadre de ce projet;
 - les modifications apportées au réflecteur ainsi que la composition des matériaux réflecteurs introduit, et finalement,
 - le modèle numérique utilisant les logiciels DONJON/DRAGON/OPTEX, le nouveau module DELPOW ainsi que certains algorithmes utilisés dans le cadre de ce projet.
- Le chapitre 3 présente un article sur le projet qui a été soumis le 30 octobre 2011 pour publication dans le journal *Annals of Nuclear Energy*.
- Pour conclure, le chapitre 4 présente et discute les résultats obtenus puis suggère quelques améliorations.

CHAPITRE 1 REVUE DE LITTÉRATURE

De nos jours, il existe certains logiciels qui peuvent prédire le comportement neutronique d'un réacteur nucléaire. Ce résultat final nécessite plusieurs étapes. La toute première étape se définit par l'obtention des fichiers 'Evaluated Nuclear Data File' (ENDF); ce sont des fichiers assez volumineux et qui contiennent toutes les informations nucléaires associées à tous les isotopes. Ces fichiers doivent passer par un processus de création des bibliothèques de sections efficaces, le code NJOY fait partie des codes les plus connus dans le monde nucléaire pour ce genre de travail. Une fois les bibliothèques des sections efficaces obtenues, un processus de calcul de cellules doit avoir lieu afin de produire une base de données pour les calculs de réacteur. À l'Institut de Génie Nucléaire (IGN) de l'École Polytechnique de Montréal (EPM), le code DRAGON a été développé afin de résoudre l'équation de transport et générer cette base de données nucléaire. Un autre code a été également développé à l'institut, DONJON, et a comme rôle de résoudre l'équation de diffusion afin de simuler le comportement neutronique d'un réacteur tout en utilisant la base de données générée par DRAGON. Le schéma ci-dessous illustre le flux de données pour le calcul de réacteur.

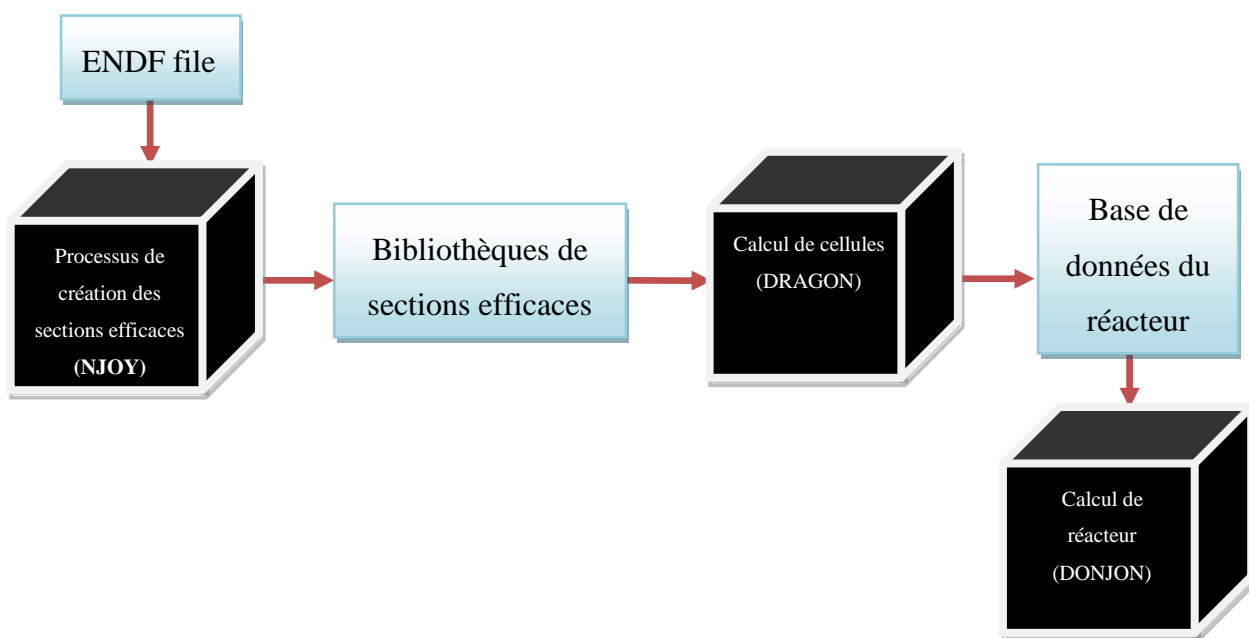


Figure 1-1: Schéma de calcul pour un réacteur nucléaire

Afin de diminuer le temps de calcul et prédire le comportement des neutrons dans le réacteur suite à une perturbation de l'état stationnaire de ce dernier, la méthode des perturbations généralisées a été utilisée à partir des années 1950. À la même époque, dans le monde très vaste de l'informatique, des méthodes stochastiques ont vu le jour afin de résoudre les problèmes dits NP-difficiles. Notre projet a fait recours à ces deux techniques afin d'obtenir de meilleures solutions dans les calculs de réacteur.

Historique

La théorie des perturbations généralisées a été développée durant les années 1950, une présentation de départ étant suggérée par Davison [1]. En 1967, Gandini [2] avait proposé une généralisation de cette théorie qui était basée sur la variation des fonctionnelles des flux. En 1974, Stacey [3,4] définit les formules des perturbations généralisées à partir d'une approche variationnelle.

De nombreuses recherches se sont alors basées sur les résultats de Stacey dans plusieurs sous domaines du nucléaire : la cinétique ponctuelle par Rozon [5], la gestion de combustible pour les réacteurs CANDU (Rozon, Roy et Varin [6] ou Chambon [7], ...).

Des méthodes de perturbations ont été développées surtout au premier ordre comme le montre Rozon dans son livre [5]. D'autres méthodes de perturbation d'ordres supérieurs ont également été développées afin d'améliorer le degré de précision comme l'a démontré Gandini [8].

Cette théorie a longuement servi aux études de gestion du combustible afin de définir les variations de réactivité suite aux rechargements des grappes de combustible pour les réacteurs CANDU. Il existe aussi de nombreuses recherches qui portent sur les perturbations aux conditions frontière afin d'évaluer leurs effets sur la valeur du K_{eff} [9]. Depuis 1950, le sujet des perturbations généralisées n'a pas été abandonné et la littérature dans ce domaine est très abondante.

Il n'existe pas à notre connaissance une approche qui calcule les variations de puissance zonale en utilisant la théorie des perturbations généralisées suite à des perturbations de réflecteur et qui est basée sur un modèle itératif et, en même temps, évolutif grâce à un ensemble d'heuristiques.

Les heuristiques (du grec ancien εὐρίσκω, eurisko, « je trouve ») ou méta heuristiques (et méta signifie au-delà des heuristiques, autrement dit à un niveau plus haut), sont des algorithmes qui fournissent une solution réalisable. Les heuristiques ou méta heuristiques ne garantissent pas l'optimalité du résultat. Ces algorithmes stochastiques sont généralement employés dans des problèmes d'optimisation NP-complet (ce sont les problèmes où il est possible de vérifier la solution en un temps polynomial et que pour trouver ces solutions, il n'existe toujours pas de méthodes efficaces). Elles ont été mises au point dans les années 1950. Barricelli [10] réalisa les premières simulations d'un modèle évolutif. Plusieurs autres recherches ont été effectuées dans ce domaine et il serait très difficile de citer toutes les personnes ayant participé, mais on citera cependant Dorigo [11] qui a initié les algorithmes de colonie de fourmis, Glover [12] qui a défini les métas heuristiques et a proposé le modèle de la recherche tabou et finalement Holland [13] pour le développement des algorithmes génétiques.

Contribution du présent travail :

Dans notre approche, nous effectuons des modifications au niveau du réflecteur des réacteurs CANDU6. Une composition matérielle prédéfinie remplacera une certaine quantité d'eau lourde du réflecteur dans le réacteur CANDU6. On propose d'utiliser la théorie des perturbations généralisées afin de calculer les variations de puissance zonale. Notre objectif est d'aplatir la distribution de puissance dans le réacteur. Afin d'appliquer la théorie des perturbations, les perturbations qu'on doit apporter à notre modèle doivent être « faibles ». C'est pour cette raison qu'on procédera à un ensemble de perturbations successives afin de faire évoluer notre géométrie. Cette étape évolutive sera effectuée grâce à l'utilisation d'heuristiques et de méta heuristiques.

Afin de réaliser nos simulations, un schéma de calcul doit être développé, la figure ci-dessous illustre les étapes à suivre pour résoudre les équations de la neutronique.

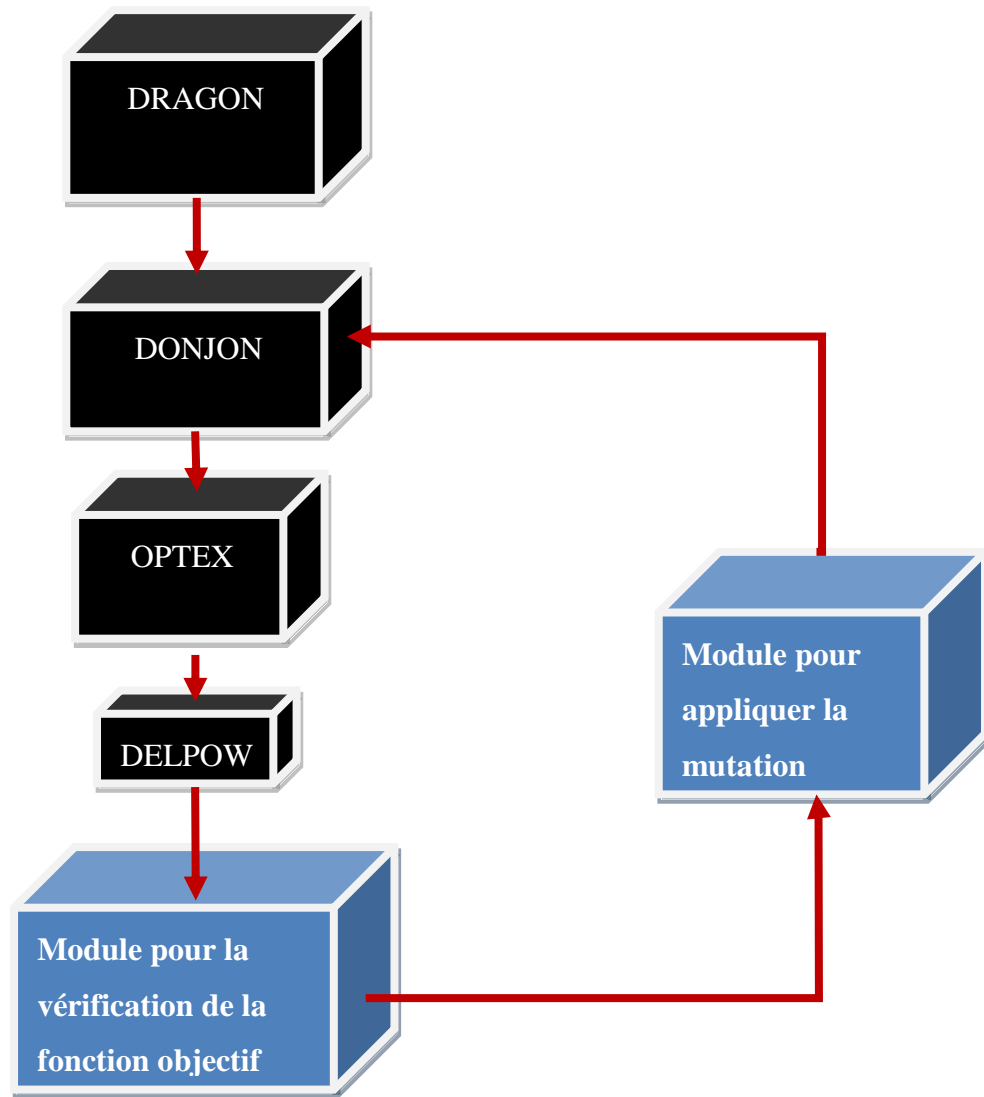


Figure 1-2: Schéma de calcul utilisé dans ce projet

CHAPITRE 2 TPG ET MODÈLES DE CALCUL

2.1 Généralités

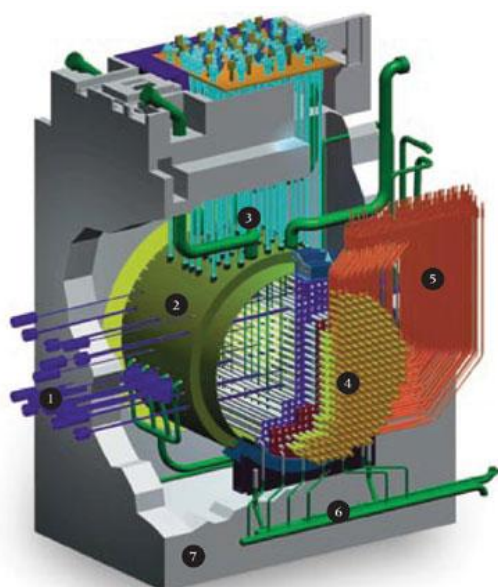
2.1.1 Réacteur nucléaire CANDU

Le réacteur CANDU6 diffère des autres réacteurs sur plusieurs points, on peut en énumérer quelques-uns ;

- Les CANDU6 utilisent comme combustible de l'uranium naturel¹ alors que la majorité des réacteurs nucléaires dans le monde fonctionnent à l'uranium enrichi²,
- Le modérateur, le réflecteur et le caloporteur sont constitués entièrement d'eau lourde dont la teneur en deutérium est de plus de 99%. Dans les autres filières, ces éléments peuvent être de l'eau légère, du graphite, ou une combinaison de plusieurs éléments. Notons que le réacteur CANDU6 possède une séparation physique entre le circuit du caloporteur et celui du modérateur. Cette séparation permet de maintenir le caloporteur à pression élevée (10 MPa) dans les canaux de combustible tout en évitant que la cuve du réacteur soit elle-même sous pression. On note aussi que cette séparation permet de maintenir le modérateur à une température relativement basse par rapport au caloporteur (aux alentours de 70° C).
- Une autre particularité consiste dans la disposition horizontale des canaux de combustible. La figure 2-2 montre le cœur du réacteur CANDU6.

¹ Uranium qui contient 0,7 % de l'isotope U235.

² Uranium qui contient une quantité plus élevée de l'isotope U235 que l'uranium naturel.



- 1- *mécanismes de contrôle*
- 2- *calandres*
- 3- *barres de contrôle et d'arrêt*
- 4- *tubes de forces et combustible*
- 5- *tubes de conduite de l'eau lourde*
- 6- *entrée et sortie des zones de contrôle liquide*
- 7- *enceinte de confinements*

Figure 2-1: Schéma d'un réacteur CANDU6 [24]

2.1.1.1 Combustible

Les réacteurs CANDU6 utilisent comme combustible de l'uranium naturel sous forme de pastille d'oxyde d'uranium dont la densité est de 10,705g/cm³. La température du combustible se situe aux alentours de 840 °C.

2.1.1.2 Grappe

Le réacteur CANDU6 est constitué de 380 canaux de combustible (ou tubes de forces). Dans chacun de ces canaux, on trouve 12 grappes d'uranium. Chaque grappe contient 37 crayons de dioxyde d'uranium naturel et produit une puissance d'environ 830 kW durant sa période de séjour à l'intérieur du cœur du réacteur dans des conditions d'utilisation normale.

2.1.1.3 Caloporteur

Le caloporteur dans les réacteurs CANDU6 est constitué d'eau lourde. Il sert à évacuer la chaleur générée dans le cœur du réacteur. Le caloporteur circule dans le circuit primaire du réacteur. Seulement l'eau lourde du caloporteur circule à l'intérieur des tubes de forces et est en contact direct avec les grappes d'uranium. Une perte de caloporteur (LOCA) est considérée comme un accident nucléaire. Le circuit du caloporteur est séparé des autres circuits afin de pouvoir le maintenir à une pression et température élevées (10 MPa, 290°C) sans que la cuve du réacteur soit elle aussi sous pression.

2.1.1.4 Modérateur

Le modérateur est, tout comme le caloporteur, constitué d'eau lourde. Son rôle se limite à ralentir les neutrons afin qu'ils puissent produire des fissions avec l'uranium 235 et garantir la réaction en chaîne. Le modérateur est maintenu à une température moyenne de 73°C [5]

2.1.1.5 Réflecteur

Le réflecteur des réacteurs CANDU6 est aussi constitué d'eau lourde. Son rôle est d'empêcher les neutrons de s'échapper du cœur du réacteur. Un bon réflecteur doit avoir une très bonne capacité de réfléchir des neutrons et une très faible capacité de les absorber.

2.1.1.6 Mécanismes de contrôle et de sécurité

On ne peut parler d'un réacteur nucléaire sans définir ses systèmes de contrôle et de sûreté. Ces systèmes sont nécessaires pour gérer le bon fonctionnement du réacteur et pour contrôler la distribution des neutrons dans le cœur. Leur présence est primordiale dans un réacteur de type CANDU6, car la production de xénon a un effet très important sur le comportement neutronique du réacteur.

Chaque centrale nucléaire est sujette à subir un accident nucléaire. Il apparaît donc fondamental d'avoir un système d'arrêt d'urgence assez rapide pour pouvoir minimiser les dégâts.

Le mécanisme de contrôle dans un réacteur CANDU se compose du système de régulation et du système d'arrêt d'urgence.

Le système de régulation est constitué de ;

- 14 contrôleurs liquides : ces contrôleurs sont des réservoirs cylindriques d'eau légère. En variant le niveau d'eau dans les tubes, on peut augmenter ou diminuer l'absorption des neutrons dans une zone du réacteur et donc contrôler la distribution de neutron dans chaque zone. Il est donc naturel que le réacteur soit divisé en 14 zones (ces zones seront décrites plus tard).
- 21 barres de compensation : ces barres sont faites d'acier inoxydable. Leur rôle est d'aplatir localement la distribution de neutrons (la puissance) et donner une marge de manœuvre contre les transitoires de xénon.
- 4 barres solides de réglage : ces barres sont faites d'acier et de cadmium, elles sont généralement hors réacteur, mais introduites lorsque certaines conditions opérationnelles très spécifiques sont présentes durant le fonctionnement du réacteur.
- 102 détecteurs de vanadium : ils sont distribués partout dans le réacteur et servent à mesurer la distribution du flux neutronique dans le réacteur.
- 28 détecteurs au platine : ils servent au système de régulation des barres liquides, on associe deux détecteurs à chaque zone.
- Insertion de poison (bore) dans le modérateur : ce système affecte le contrôle global du réacteur. Il est utilisé lorsqu'il y a un besoin de diminution de la puissance globale du réacteur dans des situations particulières.

2.1.1.7 Mécanismes d'urgence

Chaque simulation de réacteur doit prendre en considération les différents mécanismes de contrôle du réacteur. Les mécanismes d'arrêt d'urgence sont généralement ignorés pour des simulations de modes opérationnels. Par contre, la prise en considération des mécanismes d'urgence est importante lors des simulations d'accidents.

Le système d'arrêt d'urgence se compose de :

- 28 barres d'arrêt au cadmium (SAU1),
- 6 tubulures d'injection rapide de gadolinium dans le modérateur (SAU2).

2.1.1.8 État nominal des CANDU6

Dans notre projet, on considère le réacteur CANDU6 en état nominal lorsque :

- ses 14 contrôleurs liquides sont remplis, généralement, à 50 %.
- ses 21 barres de compensation sont pleinement insérées,
- ses barres absorbantes solides sont retirées, et
- sa concentration de poison en bore ou en gadolinium dans le modérateur est nulle.

2.2 Calcul de réacteur

Le calcul de réacteur vise à obtenir la distribution neutronique spatiale et en énergie dans le réacteur. Cette distribution de flux permet d'obtenir la puissance du réacteur et de prendre des décisions vis-à-vis le contrôle et l'exploitation de la centrale. Pour ce faire, on utilise l'approche découlant de l'équation de Maxwell-Boltzmann. Plusieurs méthodes ont été développées afin de résoudre cette équation numériquement, par contre il est impossible de la résoudre pour tout un réacteur vu la complexité de la géométrie et la diversité des structures. Afin de contourner ce problème, la solution usuelle est d'employer un schéma de calcul en deux étapes distinctes. On commence par décomposer le réacteur nucléaire en un ensemble de cellules unitaires et répétitives (figure 2-3) dans le but de résoudre l'équation de transport sur une de ces dernières (figure 2-2). L'homogénéisation spatiale de la géométrie et la condensation en énergie donnent les paramètres moyens de la cellule. Ces paramètres permettent ensuite le calcul du cœur complet en théorie de la diffusion.

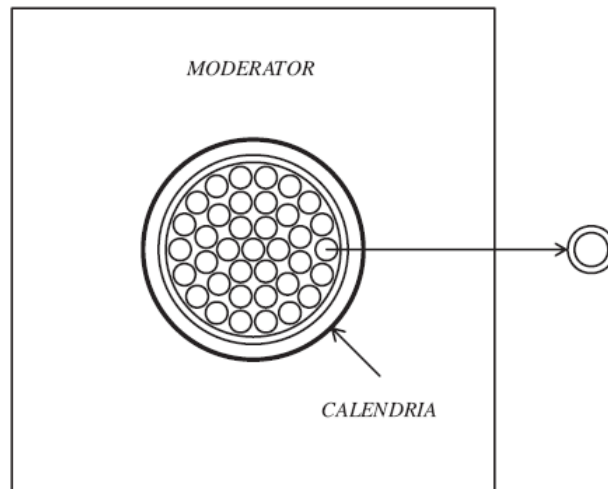


Figure 2-2: Cellule unitaire d'un réacteur CANDU6 [21]

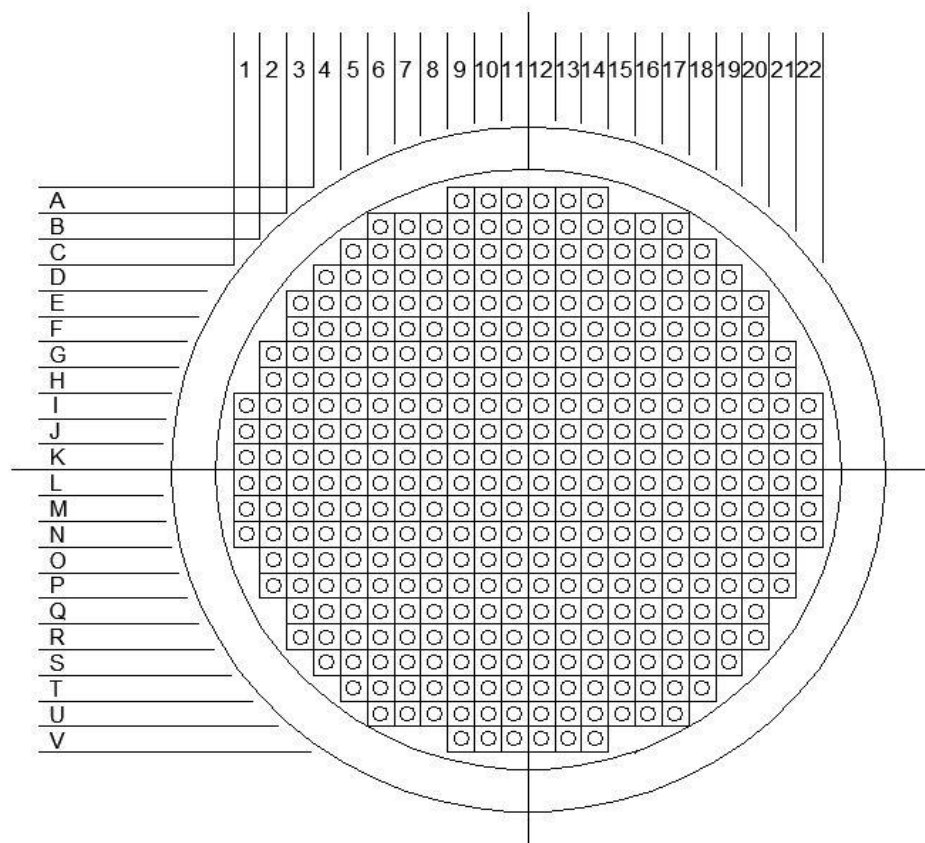


Figure 2-3: Discretisation du réacteur CANDU6

2.2.1 Équation de la diffusion

Afin de pouvoir évaluer le comportement du réacteur, on doit procéder à un calcul qui permettra de déterminer la distribution de neutrons dans le réacteur. Cette distribution macroscopique est décrite par l'équation de diffusion stationnaire. L'équation de diffusion stationnaire [14,15] :

$$\begin{aligned}
 & -\vec{\nabla} \cdot D(r, E) \vec{\nabla} \phi(r, E) + \Sigma_t(r, E) \phi(r, E) - \int_0^{\infty} dE' \Sigma_s(r, E' \rightarrow E) \phi(r, E') \\
 & = \frac{1}{K_{eff}} \chi_p(E) \int_0^{\infty} dE' \nu_p \Sigma_f(r, E', t) \phi(r, E')
 \end{aligned}$$

- ‘ r ’ représente la position des neutrons et E leur énergie,
- $\phi(r, E)$ le flux neutronique,
- $D(r, E)$ le coefficient de diffusion,
- Σ représente les sections efficaces avec les indices :
 - t : section efficace de diffusion,
 - s : section efficace de diffusion,
 - f : section efficace de fission,
- $\chi(E)$ représente le spectre de fission des neutrons,
- ν nombre moyen de neutrons libérés lors d’une fission, et
- K_{eff} représente le coefficient de multiplication des neutrons.

Dans le but de fermer le système et pouvoir le résoudre, des conditions initiales et des conditions aux frontières doivent être définies. En utilisant une approche quasi statique, la configuration du réacteur est considérée stable pour des intervalles de temps assez larges (de l’ordre de quelques jours). Cette approche nous mène à ignorer la dépendance temporelle du flux neutronique.

Afin de résoudre ce système d’équations, une discrétisation spatiale ainsi qu’une discrétisation en énergie s’impose. L’équation diffusion en termes de groupes d’énergie est [14]:

$$\nabla \cdot \vec{J}_g(r) + \Sigma_g(r)\phi_g(r) = \sum_{h=1}^G \Sigma_{g \leftarrow h}(r)\phi_h(r) + \frac{1}{K_{eff}} \chi_g(r) \sum_{h=1}^G \nu \Sigma_{fh}(r)\phi_h(r)$$

Le flux neutronique sera représenté par un tableau à deux dimensions ; un ensemble d'éléments multiplié par un ensemble de groupes. L'ensemble d'éléments représente les inconnues en espace et l'ensemble de groupes représente le nombre de groupes d'énergies. Cette discrétisation mène à un formalisme multigroupe et décompose notre problème en un ensemble d'équations linéaires à résoudre. Cet ensemble peut être représenté en format matriciel comme suit :

$$M\phi = \lambda F\phi$$

- M représente les pertes de neutrons,
- F représente la production, et
- λ représente la valeur propre du système.

En pratique, la valeur λ multiplie le nombre de neutrons produits afin de l'ajuster au nombre de neutrons éliminés. On peut obtenir plusieurs valeurs propres distinctes pour ce problème auxquelles on associe des fonctions propres $\phi_{(n)}$. On s'intéresse seulement au mode fondamental associé à la valeur propre dominante λ_0 étant donné qu'il est le seul qui représente le flux scalaire. On définit K_{eff} comme le rapport du nombre de neutrons entre les générations successives. La valeur de K_{eff} est obtenue selon l'équation suivante : $\lambda = 1/K_{eff}$. On associe le mot critique à un réacteur, dont la valeur propre λ ou K_{eff} est égale à 1. Selon la valeur de K_{eff} , le réacteur est considéré soit sous critique (K_{eff} en dessous de 1) soit sur critique. L'obtention de la distribution de flux neutronique est primordiale afin de déterminer la distribution de puissance dans le réacteur. Une fois le système linéaire résolu, le calcul de puissance est obtenu selon l'équation suivante :

$$P = \int_V dv H\phi$$

- v représente le volume du calcul (Réacteur, grappe, crayons, etc.), et
- H représente le coefficient de production d'énergie par fission, autrement dit, ce facteur est proportionnel à la section efficace de fission ($H = \varepsilon \Sigma_f(r, E)$ où ε représente l'énergie moyenne produite par fission ≈ 200 MeV).
-

Étant donné que la solution de l'équation de diffusion est une fonction propre ϕ_0 , $X\phi_0$ peut aussi être considérée comme une solution valide (X est une valeur réelle). De ce fait, une normalisation du flux par rapport à la puissance du réacteur est nécessaire.

2.2.2 Calcul moyenné dans le temps

Le cœur du réacteur évolue sans cesse avec des cycles qui durent des mois. La cause de ces cycles est liée principalement à l'évolution du combustible et aux rechargements des canaux d'un réacteur qui a atteint son équilibre. Nous devons effectuer plusieurs calculs de réacteur afin de connaître l'évolution du réacteur durant cette période. Afin d'éviter cette lourde procédure, la méthode moyennée dans le temps (time average) a été définie. Cette méthode consiste à utiliser des propriétés de matériaux et de combustible moyennées dans le temps afin de résoudre l'équation de diffusion. Le modèle 'time average' a été utilisé dans nos calculs et simulations. Les sections efficaces moyennées des différents matériaux peuvent être calculées selon l'équation suivante [5,7] :

$$\bar{\Sigma}_{jk} = \frac{1}{B_{jk}^{eoc} - B_{jk}^{boc}} \int_{B_{jk}^{eoc}}^{B_{jk}^{boc}} \Sigma(B) dB$$

où

- B_{jk}^{eoc} et B_{jk}^{boc} représentent respectivement les 'burnups' au début et à la fin du cycle de la grappe k du canal j .

2.3 Théorie des perturbations et des perturbations généralisées

2.3.1 Théorie des perturbations

L'objectif de la théorie des perturbations d'ordre 1 est d'estimer des variations de certaines variables physiques suite à des changements mineurs du design du réacteur. Ces calculs de perturbations nous permettent d'évaluer les effets de ces variations dans le réacteur en effectuant une économie de calcul très importante.

Afin d'établir le système perturbé, nous devons définir un système de référence pour lequel tous les paramètres et caractéristiques physiques sont connus et calculés. Soit l'équation suivante définissant le mode fondamental du système de référence:

$$M_0 \phi_0 = \lambda_0 F_0 \phi_0$$

On définit le système perturbé comme suit :

$$M \phi = \lambda F \phi$$

Où

- $\phi = \phi_0 + \Delta\phi$
- $F = F_0 + \Delta F$
- $\lambda = \lambda_0 + \Delta\lambda$
- $M = M_0 + \Delta M$

Notons que l'indice « 0 » est associé à l'état fondamental et que l'état perturbé sera noté sans aucun indice.

Sachant que M représente le terme des pertes de neutrons, et comme il a été déjà expliqué plus tôt dans ce chapitre, ΔM contient une perturbation de l'opérateur différentiel, on ne pourra pas simplifier le calcul de ΔM à une simple soustraction des sections efficaces. Le calcul des deux

matrices M_0 et M après la perturbation est nécessaire afin d'appliquer la soustraction pour obtenir ΔM [5].

À partir d'un état de référence, nous comptons trouver l'impact d'une petite perturbation sur la valeur propre du système ou encore sur un taux de réaction donné. Des modèles de calculs de ces taux de variations ont été exposés dans la thèse de Courau [16].

Soit une fonctionnelle u associée à une perturbation d'un vecteur X de ΔX . La variation directe de cette fonctionnelle sera donnée par la formule suivante:

$$\Delta u = u(\vec{X}) - u(\vec{X}_0)$$

En appliquant cette théorie, on peut prouver que la variation de la réactivité d'ordre 1 est obtenue selon la formule suivante [7] :

$$\Delta \lambda = \frac{\langle \phi_0^*, (\Delta M - \lambda_0 \Delta F) \phi_0 \rangle}{\langle \phi_0^*, F_0 \phi_0 \rangle}$$

Où

- ϕ_0^* représente le flux adjoint.

2.3.2 Théorie des perturbations généralisées

Tout comme la théorie des perturbations, le but de la théorie des perturbations généralisées (GPT/TGP) est d'estimer la variation apportée à une certaine propriété physique du réacteur parallèlement à un changement de certaines propriétés initiales qui définissent le réacteur. Cette méthode nous permet de constater les effets indirects apportés à une fonctionnelle (la définition de fonctionnelle telle que définit dans [17]) suite à une variation de la distribution de flux.

Considérons f la fonctionnelle dont on a besoin. Le gradient de f est :

$$\nabla f(\vec{X}, \phi) = \nabla f = \left\{ \frac{\partial f}{\partial X_n} + \left(\frac{\partial f}{\partial \phi} \cdot \frac{\partial \phi}{\partial X_n} \right) \right\} \quad n \in (1, n_{\text{var}})$$

où

- \vec{X} représente le vecteur d'état
- $\frac{\partial f}{\partial X_n}$ représente la variation directe de f selon \vec{X} , et
- $\left(\frac{\partial f}{\partial \phi} \cdot \frac{\partial \phi}{\partial X_n} \right)$ représente la variation indirecte de f .

Selon Stacey [3], une approche utilisant la théorie des perturbations généralisées du premier ordre pour évaluer la composante indirecte mène à la formule suivante :

$$\left(\frac{\partial f}{\partial \phi} \cdot \frac{\partial \phi}{\partial X_n} \right) = \langle S^*, \Gamma_n \rangle = \langle S_n, \Gamma^* \rangle$$

où

- S^*, S_n représentent respectivement la source adjointe et la source directe alors que Γ^*, Γ_n représentent respectivement les adjoints généralisés implicites et explicites.

Afin d'obtenir la composante indirecte du gradient de la fonctionnelle, on doit procéder à un calcul des sources. Les sources directes et indirectes sont données, respectivement, par les formules suivantes [7]:

$$S_n = \frac{\partial}{\partial X_n} (M_0 - \lambda F_0) \phi \quad n \in (1, n_{\text{var}})$$

$$S_j^* = \frac{\partial f}{\partial \phi} \quad j \in (1, n_{\text{cst}} + 1)$$

On peut constater que les sources indirectes forment tout simplement la composante directe du gradient de la fonctionnelle.

On notera aussi que les sources directes sont orthogonales aux flux adjoints et que les sources indirectes sont orthogonales aux flux directs [4].

Après avoir calculé les sources, on procède au calcul des adjoints généralisés afin d'obtenir la composante indirecte du gradient de la fonctionnelle. Pour ce faire, on utilise les deux formules suivantes afin d'obtenir respectivement l'adjoint généralisé explicite ou implicite [7]:

$$(M_0 - \lambda F_0)\Gamma_n = S_j \quad n \in (1, n_{\text{var}})$$

$$(M_0 - \lambda F_0)\Gamma_j^* = S_j^* \quad j \in (1, n_{\text{cst}} + 1)$$

où

- n_{var} représente le nombre de paramètres
- n_{cst} représente le nombre de contraintes

Ainsi, on remarque bien que le calcul des sources et du gradient ne nécessitent que des fonctions et propriétés du réacteur à l'état initial. Selon le choix des adjoints généralisés à calculer, la méthode utilisée est dite explicite si on utilise l'adjoint généralisé explicite sinon elle sera dite implicite.

2.3.3 Application de la TPG aux puissances zonales pour une perturbation du réflecteur

Une partie de ce projet consiste à trouver la valeur de la variation de la puissance zonale dans le réacteur CANDU6. On définit comme fonctionnelle l'expression révélant la valeur de la puissance zonale. Cette fonctionnelle est caractérisée par la formule suivante :

$$p_l = \frac{\langle H_0, \phi \rangle_{V_l}}{\langle H_0, \phi_0 \rangle_R}$$

où

- V_l représente le volume d'une zone l , dans notre cas $l=1..14$

On note que la puissance totale du réacteur est exprimée comme suit [6]:

$$p_{\text{tot}} = \langle H, \phi \rangle_R = \sum_{g=1}^G \int_R H_g(\vec{r}) \phi_g(\vec{r}) d^3r$$

Pour obtenir la variation de cette fonctionnelle, on procédera par la méthode implicite. Dans notre cas, les sources adjointes seront données par [6] :

$$S_l^* = \frac{\partial p_l}{\partial \phi} = \frac{\{\delta(\vec{r}) - p_l\} H_0(\vec{r})}{\langle H_0, \phi \rangle}$$

où

- H_0 représente l'énergie produite par fission et
- p_l représente la puissance dans la zone ℓ

La variation de puissance serait obtenue comme suit [6]:

$$\Delta p_l = \frac{\langle \Delta H, \phi_0 \rangle_{Vl}}{\langle H_0, \phi_0 \rangle_R} - p_l \frac{\langle \Delta H, \phi_0 \rangle_R}{\langle H_0, \phi_0 \rangle_R} - \langle \Gamma_l^* (\Delta M - \lambda_0 \Delta F) \phi_0 \rangle_R + O(\{\Delta \phi\}^2)$$

Dans ce projet, on veut modifier les propriétés et compositions du réflecteur dans les réacteurs CANDU6. De telles modifications peuvent apporter des variations dans la composante M de l'équation de diffusion, mais le terme de production restera invariable. En prenant en considération cette remarque et en ignorant l'effet direct des facteurs H , la variation de la puissance zonale devient :

$$\Delta p_l \cong -\langle \Gamma_l^*, \Delta M \phi_0 \rangle_R + O(\{\Delta \phi\}^2)$$

Comme la puissance zonale est une fraction de la puissance totale, celle-ci est considérée stable, la somme des puissances zonales est une constante et donc la somme des variations des puissances zonale doit être toujours égale à 0,

$$\sum_{l=1}^{14} \Delta p_l = 0$$

2.4 Modification du réflecteur

Dans ce chapitre, on introduit plus spécifiquement les modifications qu'on apportera au réflecteur. Le réflecteur des réacteurs CANDU6 est composé entièrement d'eau lourde (D_2O). La production d'eau lourde par le procédé au *sulfure d'hydrogène de Gridler*, nécessite environ

340.000 tonnes d'eau légère afin de produire une seule tonne de D_2O . Les réacteurs CANDU ont besoin d'une très grande quantité d'eau lourde afin de répondre aux besoins de refroidissement du réacteur par le caloporteur, au ralentissement des neutrons dans le modérateur et pour réfléchir les neutrons par le réflecteur. L'eau lourde représente environ 20 % de l'investissement total d'un réacteur CANDU6. Notre objectif est de diminuer la quantité d'eau lourde dans le réflecteur et de la compenser par une composition de métal; on appellera ce processus « *la métallisation du réflecteur* ». Ceci pourrait diminuer considérablement le coût d'investissement et aussi le coût d'entretien des réacteurs CANDU6.

Le choix du métal doit respecter le principe de base pour un réflecteur [18]: « *un bon réflecteur est défini comme une matière qui a une bonne capacité de réfléchir les neutrons et une faible capacité de les absorber* ».

Sachant qu'une telle idée a déjà été étudiée pour les centrales nucléaires françaises EPR, en se référant la thèse de Mme Charlotte Sandrine [19], et afin de simplifier l'étude initiale du projet, on a opté pour la même composition du métal déployée dans ses études.

La nouvelle composition sera un mélange de : 70.25 % Fe56 18 % Cr, 9.75 % Ni et 2 % Mn55 et de densité égale à 7.90 g/cm³. Quatre nouveaux mélanges à base de ce métal (tableau 2.1) sont utilisés dans les calculs de cœur.

Tableau 2.1: Définition des nouveaux mélanges

	Pourcentage de métal	Pourcentage d'eau lourde
Mélange I	100	0
Mélange II	94	6
Mélange III	79	21
Mélange IV	7	93

2.4.1 Déploiement des mélanges

Ces 4 mélanges ont servi de remplacement pour l'eau lourde dans les fichiers d'entrée de DONJON. Le déploiement de ces mélanges a été réalisé sur 2 étapes :

La première étape consistait à définir 4 nouvelles géométries différentes du réacteur CANDU6 en choisissant un des 4 nouveaux mélanges à insérer autour du cœur pour remplacer la dernière couche du réflecteur (en Annexe 1, les 4 différentes géométries résultantes sont illustrées).

Par la suite et durant l'application des heuristiques, on a procédé à un remplacement du mélange d'eau lourde qui reste dans le réacteur par de nouveaux mélanges. Le choix du mélange de remplacement est lié principalement au type de la simulation réalisée. Ce procédé respecte les symétries horizontales et verticales xx' et yy' comme le montre la figure 2-4. Ce processus s'appuie sur une fonction objectif qui confirme la validité de cette modification ainsi que le gain obtenu à la suite d'une modification.

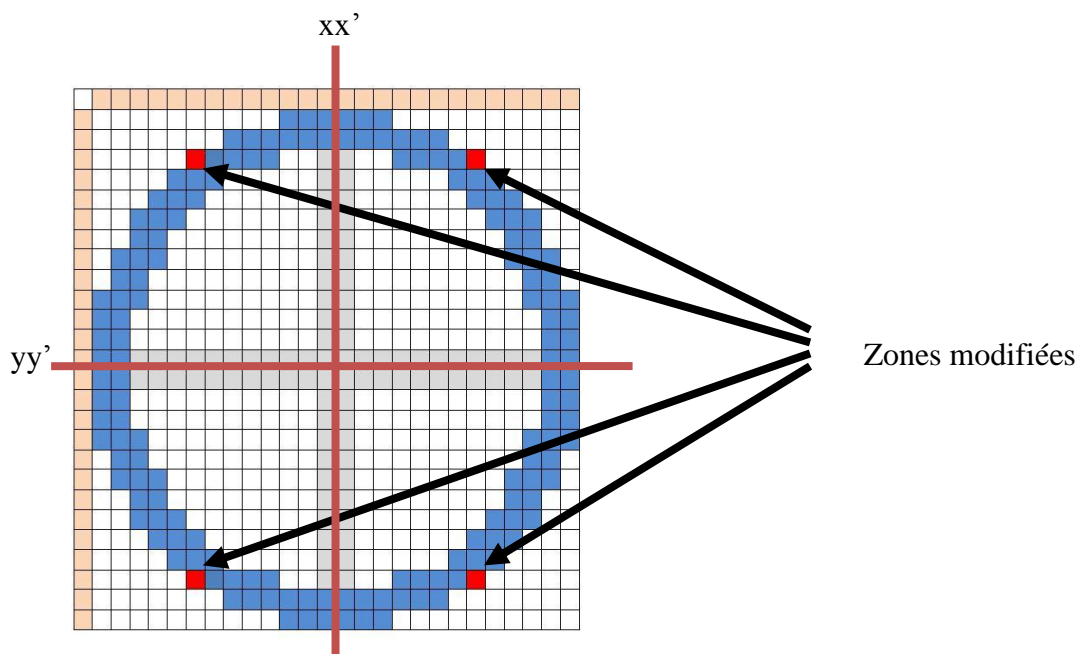


Figure 2-4: Symétries axiales appliquées (xx' et yy')

2.4.2 Algorithme et Méta heuristique

Afin de procéder au remplacement des mélanges d'eau lourde par de nouveaux mélanges, on a choisi d'appliquer deux algorithmes heuristiques : *le premier évolutif et le second à base de population*.

Les méta heuristiques à base de population, tout comme celui qui est évolutif, ont généralement pour but de trouver une solution approchée au problème d'optimisation lorsque la solution exacte n'existe pas.

Les algorithmes à base de population se composent habituellement de deux étapes ; la mutation et le croisement. Tout d'abord, nous devons commencer par appliquer le processus de mutation. Pour ce faire, nous devons faire appel à un processus ou une heuristique et c'est dans cette étape que notre algorithme évolutif intervient. Au départ nous commençons les simulations par 4 géométries différentes décrites dans l'annexe 1, chaque simulation a été répétée 5 fois. Ces simulations appliquent un algorithme d'améliorations locales connu sous le nom de la recherche Tabou dont le schéma général adapté à ce projet est décrit ci-dessous. Ce genre d'algorithme applique une succession de mutation à une solution initiale afin d'aboutir à la fin de la simulation à une solution, S , améliorée après un nombre T d'itérations. Afin de limiter le temps nécessaire à la simulation, le nombre maximal d'itérations est fixé à 100.

Schéma général :

```

Starts with a solution  $S_0$ 
 $i \leftarrow 0$ ;
While  $\exists S$ 
|   if  $F(s) \leq F(s_i)$ 
|        $S_i \leftarrow S$ ;
|        $i \leftarrow i + 1$ ;
|   else Update Taboo list
End While
Return  $S_i$ 

```

Selon cet algorithme, rien ne garantit qu'on obtienne la meilleure solution possible. Une particularité de la recherche tabou, est qu'elle possède une liste, mise à jour, de toutes les géométries intermédiaires telles que leurs modifications soient jugées négatives. Dans chacune des 4 premières simulations, nous avons choisi spécifiquement un des mélanges à utiliser pour remplacer l'eau lourde restante dans le réflecteur. Dans la cinquième simulation, un processus de choix aléatoire entre les 4 mélanges a été appliqué pour chaque itération. La figure ci-dessous montre l'arbre des simulations considérées. Notons que le choix des zones de remplacement est à la discrétion d'un processus aléatoire appliqué aussi pour chaque itération; toutefois, ce dernier est programmé de telle sorte qu'il respecte les symétries horizontales et verticales xx' et yy'.

À la fin de la première étape, nous avons récolté $4 \times 5 = 20$ géométries différentes dont les résultats sont affichés dans le tableau 1 de l'article au chapitre 3. L'étape suivante applique la deuxième partie des heuristiques à base de populations : *l'algorithme génétique*.

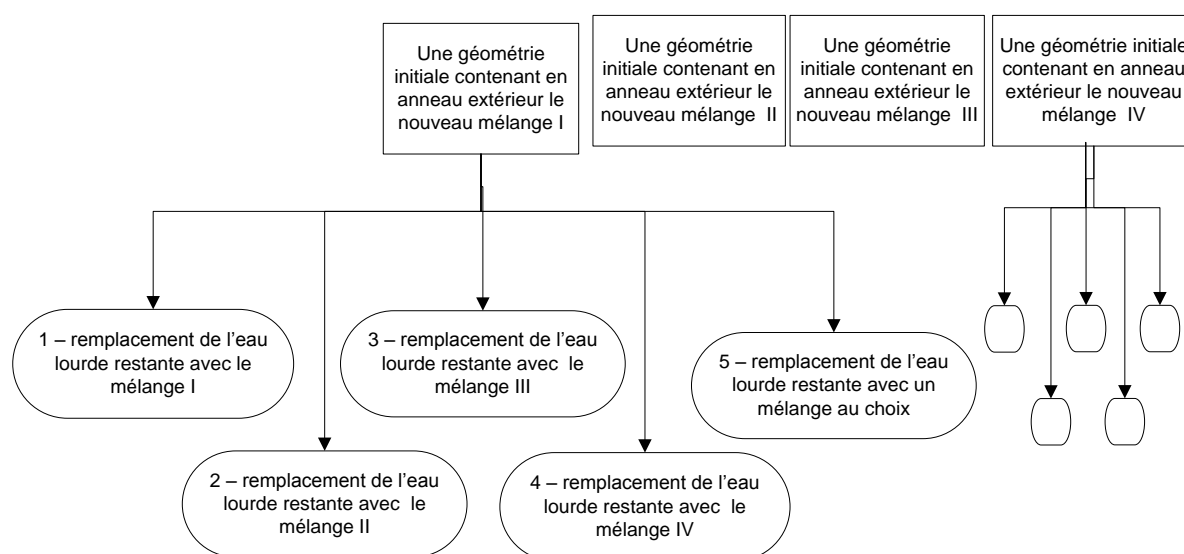


Figure 2-5: Arbre des simulations

Cette tâche s'exécute en utilisant un bassin de solutions, toutes valides, en les combinant, les modifiant et les disséquant. Cet algorithme s'inspire de la génétique. Plutôt que de maintenir une seule solution unique et d'essayer de l'améliorer, nous définissons toute une population de

solutions appelées chromosomes. À chaque itération on combine deux (ou plus) chromosomes pour en créer un ou plusieurs nouveaux et on en retire aussi un ou plusieurs. Seules les meilleures solutions sont retenues.

Cette deuxième partie de l'algorithme utilise l'ensemble de 20 solutions approchées au problème générées dans la première étape afin d'appliquer le croisement. Le principe du croisement est simple, remplacer des parties d'une solution valide par une partie d'une autre solution différente. Pour appliquer ce principe, nous avons défini des protocoles de choix des zones de remplacement. Quatre protocoles ont été choisis:

1. En démarrant avec le résultat d'une des 20 simulations réalisées dans la première étape, nous remplaçons un plan **entier** de la géométrie de base par un autre plan d'une solution des 19 autres simulations.
2. En démarrant avec le résultat d'une des 20 simulations réalisées dans la première étape, nous remplaçons la **moitié** d'un plan de la géométrie de base par une autre moitié de plan d'un résultat d'une des 19 autres simulations. Cette étape se base sur un découpage **horizontal**.
3. En démarrant avec le résultat d'une des 20 simulations réalisées dans la première étape, nous remplaçons la **moitié** d'un plan de la géométrie de base par une autre moitié de plan d'un résultat d'une des 19 autres simulations. Cette étape se base sur un découpage **vertical**.
4. En démarrant avec une des 20 solutions obtenues auparavant, nous choisissons aléatoirement un des trois processus définis précédemment pour appliquer le croisement.

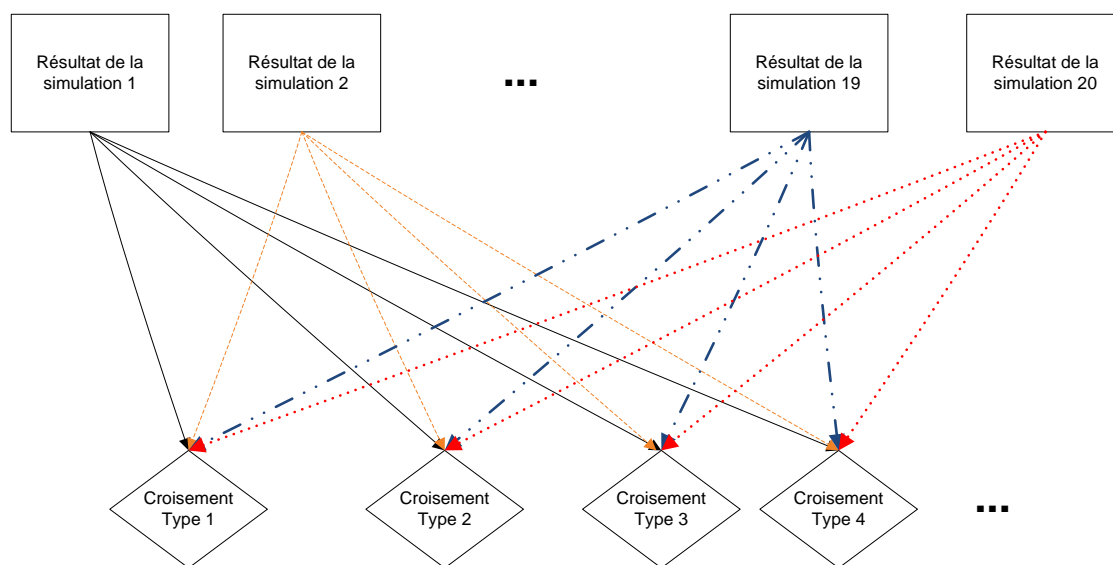


Figure 2-6: Processus de croisement

NB : Les deux algorithmes précédant se basent sur une fonction F qui calcule le coût de la modification apporté à la solution initiale. On vise à trouver la solution ultime qui optimise la fonction F . Il faut noter aussi que dans les 3 dernières techniques utilisées pour le croisement, on perd automatiquement les symétries dans le réacteur.

2.4.2.1 Application

Afin d'exécuter l'algorithme de la recherche tabou ainsi que l'algorithme génétique, deux modules C++ ont été développés. Durant les itérations de la recherche tabou et le croisement de l'algorithme génétique, on effectue une modification de 4 zones du réflecteur en même temps afin de respecter la symétrie axiale horizontale xx' et verticale yy' . À chaque itération de l'algorithme, on récupère la dernière version de géométrie réalisée et on vérifie sa validité en calculant la fonction objectif F . Dépendamment du résultat, soit on effectue un retour en arrière en la supprimant et on récupère celle d'avant avec son inscription dans le fichier qui contient toutes les modifications non réussies (on appellera ce fichier la liste tabou), soit on garde cette géométrie puis on procède à une nouvelle itération. Notons que chaque itération doit forcément

faire appel à DONJON afin de redéfinir les matrices systèmes qui définissent le réseau en prenant compte des nouvelles modifications. Aussi, chaque itération fait un appel au module DELPOW pour définir les nouvelles variations de puissances zonales.

Dans le même esprit, l'algorithme génétique dans sa deuxième étape, qui est le croisement, applique le même principe, mais sans créer de liste tabou. Par contre, le processus génétique crée un ensemble de solutions auxquelles, à chaque itération, on rajoute de nouvelles solutions.

2.4.3 Fonction objectif

Afin d'appliquer les métas heuristiques, nous avons besoin d'une fonction objectif qui permette de vérifier la validité de la modification. Dans ce projet, le but ultime est d'aplatir le flux neutronique et donc aplatir la distribution de puissance dans le réacteur. Plusieurs choix étaient disponibles afin de vérifier l'aplatissement de la distribution de puissance ;

- Étudier la variation de puissance par canal
- Étudier la variation de puissance en utilisant les harmoniques du flux comme les décrit Rozon [5].
- Étudier la variation de puissance par zone, les réacteurs CANDU ayant 14 zones de contrôle définies afin de gérer les contrôleurs liquides (Figure 2-7).

Nous avons choisi d'utiliser les zones de contrôle tout en appliquant la méthode des perturbations généralisées pour obtenir les variations de puissances. Dans ce cadre, la fonction objectif avait comme but de minimiser l'écart entre les valeurs de puissances zonales. Les deux fonctions suivantes peuvent nous servir de fonction objectif :

$$F = \sum_{l=1}^{14} \left(\frac{P_l + \Delta p_l}{P_{tot}} - \frac{n_l}{2 * 380} \right)^2, \quad F = \sum_{l=1}^{14} \left(\frac{P_l + \Delta p_l}{P_{tot}} - \frac{n_l}{380} \right)^2,$$

où

- n_l représente le nombre de canaux dans la zone l .

	a	b	c	d	e	f	g	h	i	j	k	l	m	n	o	P	q	r	s	t	u	v	w	x	y	z
1																										
2																										
3											C	C	C	C	C	C										
4								A	A	C	C	C	C	C	C	C	C	F	F							
5							A	A	A	C	C	C	C	C	C	C	C	F	F	F						
6						A	A	A	A	C	C	C	C	C	C	C	C	F	F	F	F					
7					A	A	A	A	A	C	C	C	C	C	C	C	C	F	F	F	F	F				
8					A	A	A	A	A	C	C	C	C	C	C	C	C	F	F	F	F	F				
9				A	A	A	A	A	A	C	C	C	C	C	C	C	C	F	F	F	F	F	F			
10				A	A	A	A	A	A	D	D	D	D	D	D	D	D	F	F	F	F	F	F			
11			A	A	A	A	A	A	A	D	D	D	D	D	D	D	D	F	F	F	F	F	F	F		
12			A	A	A	A	A	A	A	D	D	D	D	D	D	D	D	F	F	F	F	F	F	F		
13			A	A	A	A	A	A	A	D	D	D	D	D	D	D	D	F	F	F	F	F	F	F		
14			B	B	B	B	B	B	B	D	D	D	D	D	D	D	D	G	G	G	G	G	G	G		
15			B	B	B	B	B	B	B	D	D	D	D	D	D	D	D	G	G	G	G	G	G	G		
16			B	B	B	B	B	B	B	D	D	D	D	D	D	D	D	G	G	G	G	G	G	G		
17				B	B	B	B	B	B	E	E	E	E	E	E	E	E	G	G	G	G	G	G			
18				B	B	B	B	B	B	E	E	E	E	E	E	E	E	G	G	G	G	G	G			
19					B	B	B	B	B	E	E	E	E	E	E	E	E	G	G	G	G	G				
20					B	B	B	B	B	E	E	E	E	E	E	E	E	G	G	G	G	G				
21						B	B	B	B	E	E	E	E	E	E	E	E	G	G	G	G					
22							B	B	B	E	E	E	E	E	E	E	E	G	G	G						
23								B	B	E	E	E	E	E	E	E	E	G	G							
24											E	E	E	E	E	E										
26																										
26																										
A	ZONES 1,8																									
B	ZONES 2,9																									
C	ZONES 3,10																									
D	ZONES 4,11																									
E	ZONES 5,12																									
F	ZONES 6,13																									
G	ZONES 7,14																									

Figure 2-7: Les 14 zones de contrôle pour un réacteur CANDU6

2.5 Codes de calcul

2.5.1 Le modèle de transport : DRAGON

DRAGON [20,21] est un logiciel développé à l'École Polytechnique de Montréal (EPM). Ce logiciel résout l'équation de transport. Dans notre projet, nous avons utilisé ce logiciel pour obtenir les nouvelles propriétés nucléaires du nouveau réflecteur. Afin d'obtenir ces bibliothèques, nous avons utilisé un modèle de cellule CANDU6 auquel nous avons rajouté dans des proportions du nouveau réflecteur dans 4 positions différentes comme le montre la figure 2-8 ci-dessous. Le schéma de calcul qui présente les modules appelés dans dragon est décrit dans la figure 2-9 et le fichier d'entrée de DRAGON se trouve en annexe 2.

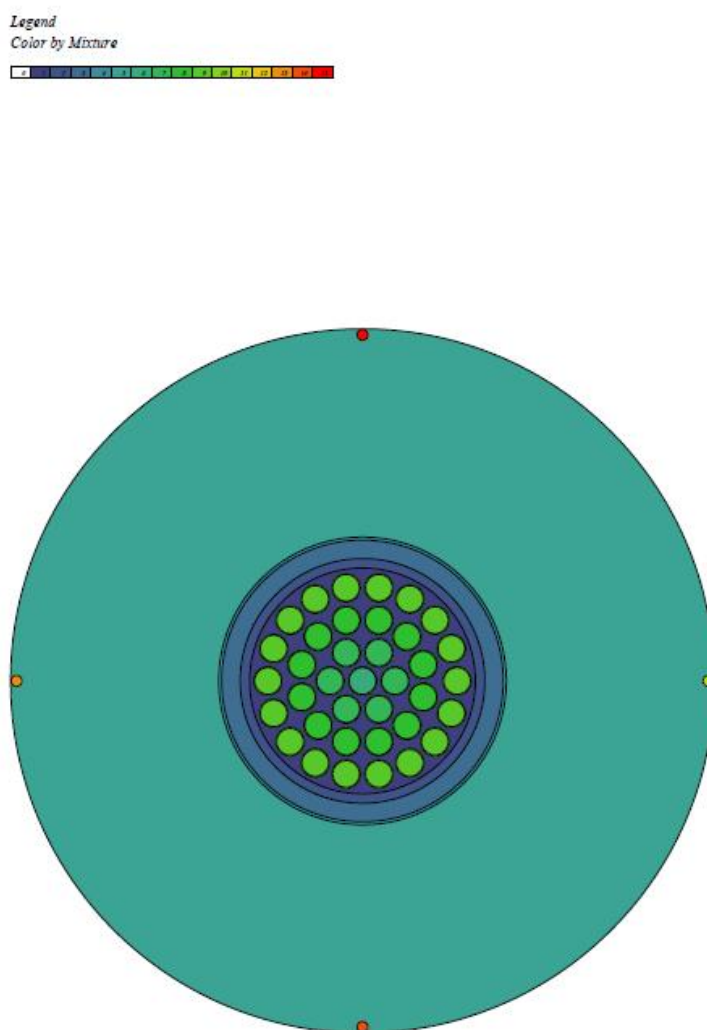


Figure 2-8: Positions du nouveau réflecteur dans une cellule DRAGON

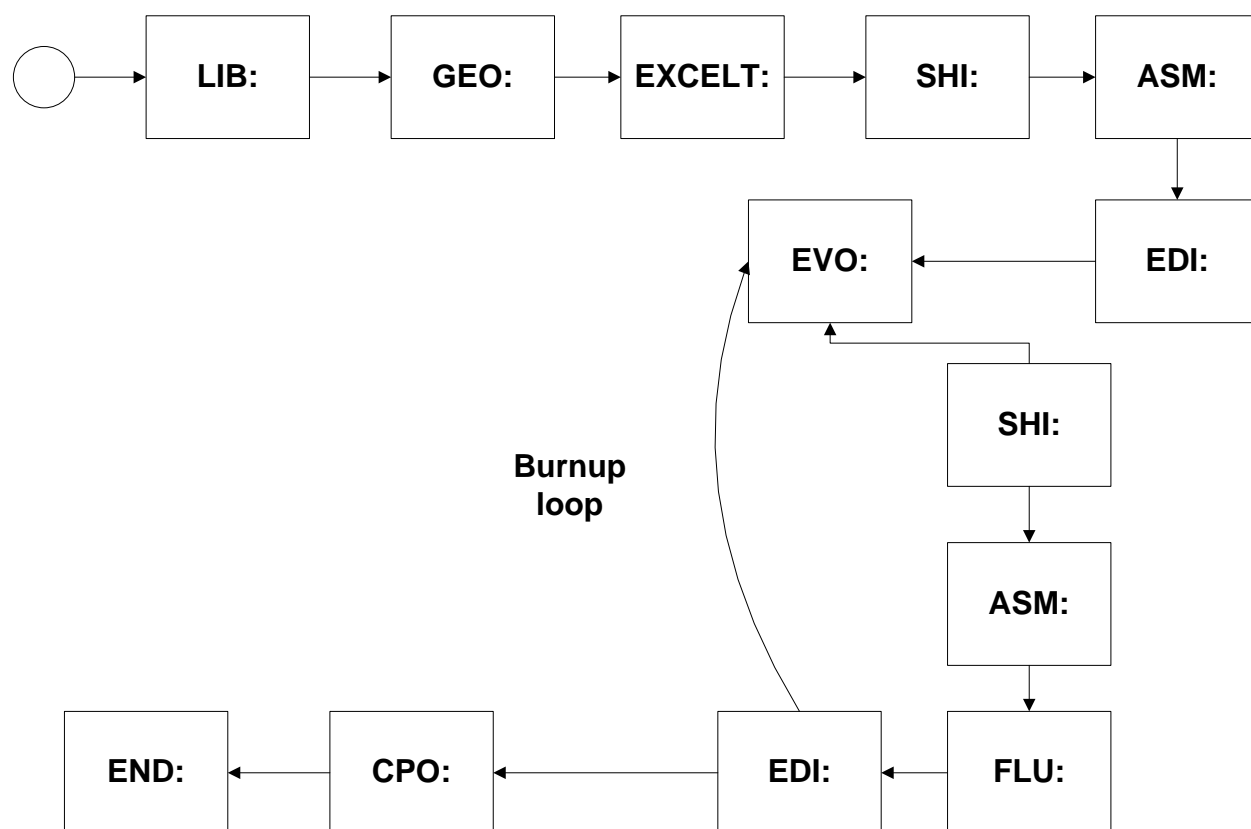


Figure 2-9: Schéma de calcul DRAGON

2.5.2 Le mode de diffusion : DONJON

DONJON [20,21] est un logiciel développé à l'École Polytechnique de Montréal (EPM). Il a comme objectif de résoudre l'équation statique et dynamique de diffusion. Ce logiciel permet de déterminer la distribution de flux neutronique dans le réacteur à partir d'un ensemble de sections efficaces obtenues dans une bibliothèque spécifique calculée grâce au code DRAGON [22,23].

Au départ, nous avons effectué un calcul de diffusion afin d'obtenir les matrices système de l'état non perturbé ainsi que la distribution de flux neutronique et de puissance. Ensuite, on définit un nouveau schéma d'appel aux modules DONJON. Ce dernier récupère les matrices systèmes initiales ainsi que la distribution de flux initiale pour ensuite pouvoir apporter une perturbation au système et calculer les différentes variations de puissances zonales dans le réacteur.

Ce calcul est effectué dans un nouveau module nommé 'DELPOW'. Ce dernier est décrit un peu plus loin dans ce chapitre. Dans les fichiers d'entrée, nous avons fait appel à certains modules du code OPTEX. La figure 2-6 montre les appels aux différents modules de DONJON et OPTEX [7] ainsi que DELPOW (l'Annexe 3 présente le fichier principal de DONJON).

2.5.2.1 Modules OPTEX

Les modules OPTEX ont été développés afin qu'ils puissent s'intégrer dans le code DONJON et effectuer un ensemble assez large de fonctions d'optimisation. Dans notre modèle, nous avons utilisé un ensemble de modules dans le but de calculer les sources adjointes comme décrites plus tôt dans ce chapitre.

2.5.2.2 Module DELPOW

Le module DELPOW a été développé pour s'intégrer dans le code DONJON. Le langage FORTRAN fut utilisé pour développer ce dernier. Les principes de programmation modulaire de DONJON ont été respectés.

Le rôle de DELPOW est tout simplement de récupérer les matrices systèmes, la distribution de flux neutronique initiale ainsi que les adjoints généralisés pour trouver la variation de puissance en utilisant la formule de la théorie des perturbations généralisées développées dans ce chapitre. Un ensemble d'étapes était nécessaire afin d'obtenir le résultat souhaité. L'Annexe 4 donne le code source du module DELPOW.

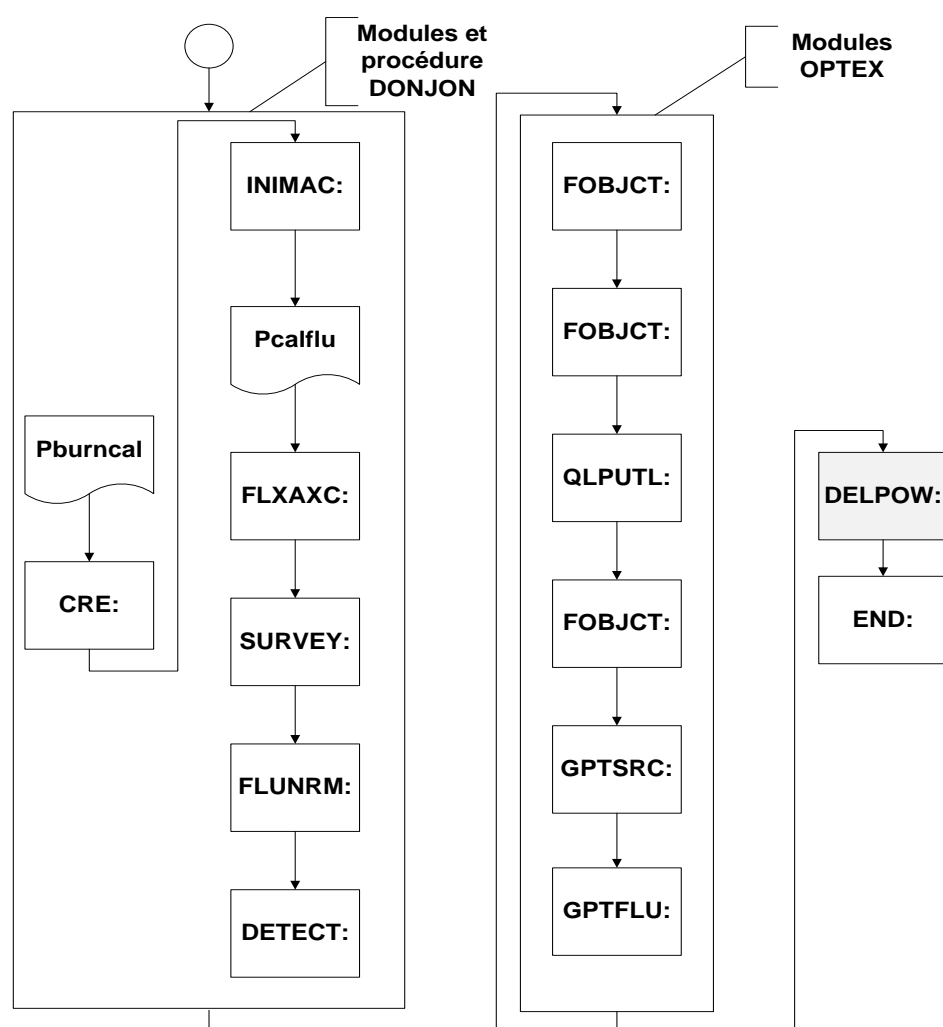


Figure 2-10: Séquence de modules et procédures du modèle de diffusion pour la première itération

La figure 2-10 présente l'ensemble des modules et procédure pour la première itération du mode de diffusion développé pour ce projet, dans les sous-chapitres suivants de ce mémoire, on présente l'algorithme général du reste des itérations pour les deux algorithmes (l'algorithme génétique et l'algorithme tabou).

2.5.3 Conditions nominales pour la simulation

Afin d'effectuer un calcul complet de réacteur et obtenir la distribution de puissance pour un réacteur CANDU6, il est nécessaire de définir les différents détails et composantes du réacteur [24, 25,26]. L'état nominal du réacteur est donc défini par certains paramètres physiques déduits suite à un ensemble d'études et expériences antérieures. Le tableau suivant cite les paramètres les plus importants que nous avons considérés dans ce projet.

Tableau 2.2: Valeurs nominales du CANDU6 [5, 7,23]

<i>Paramètres de modélisation</i>	<i>Nominales</i>
Puissance thermique du réacteur (MW)	2061
Rapport puissance thermique / fission	0.946
Puissance thermique par grappe (kW/kg)	31.9713
Masse UO2 d'une grappe (kg)	19.236
Enrichissement du combustible	0.7114 %
Pas du réseau : cellule unitaire (cm)	28.575
Température du combustible (°K)	941.29
Température du caloporteur (°K)	560.66
Température du modérateur (°K)	345.66
Densité d'UO2 (g/cm3)	10.4371
Densité du caloporteur (g/cm3)	0.81212
Densité du modérateur (g/cm3)	1.0829

Pureté du caloporteur (% D2O)	99.30
Pureté du modérateur (% D2O)	99.92
Densité du métal introduit (g/cm3)	7.90

2.5.4 Modèles numériques des algorithmes Méta heuristiques

2.5.4.1 Définition

On a parlé précédemment des algorithmes et heuristiques qui ont servi pour obtenir la solution optimale du nouveau réflecteur. Du côté implémentation, on a rédigé 2 codes différents; Le premier concrétise la recherche tabou pour les 20 premières simulations et le second applique la deuxième étape de l'algorithme génétique, le croisement.

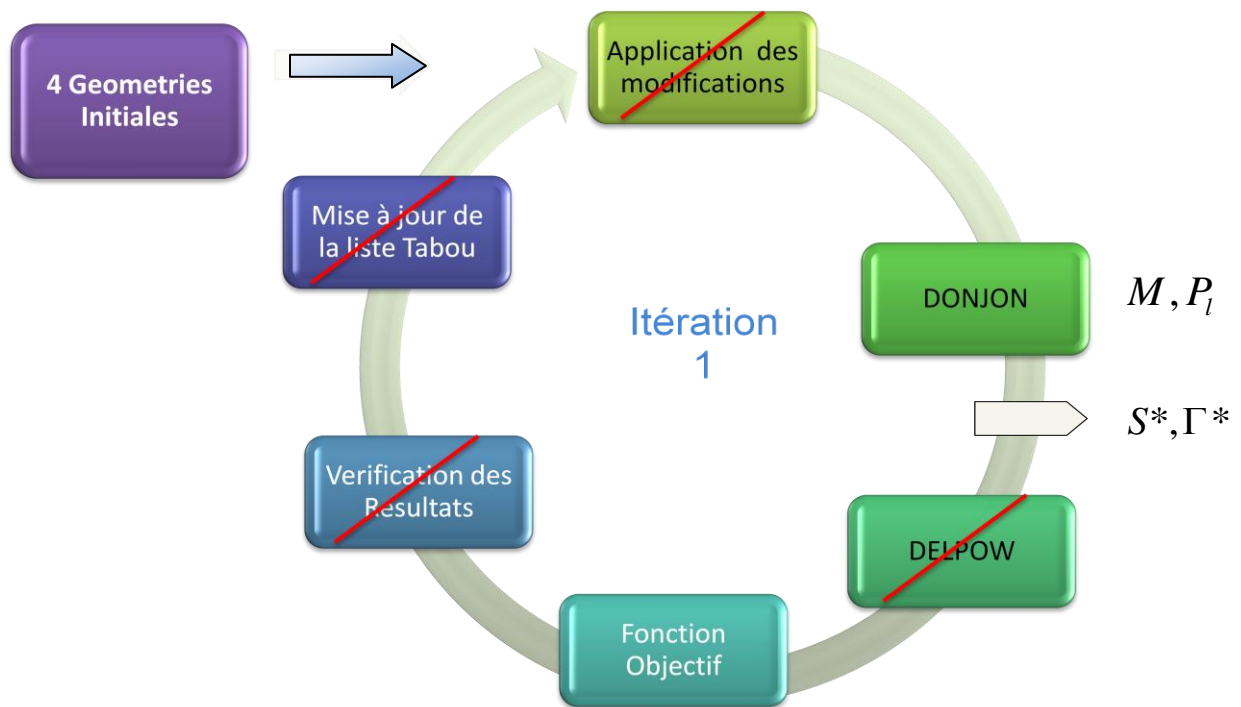


Figure 2-11: Itération numéro 1 pour l'algorithme tabou

La figure 2-11 montre les étapes de la première itération de l'algorithme tabou. Dans cette itération, nous avons fait appel aux différents modules de DONJON afin d'obtenir les matrices systèmes qui définissent le réacteur CANDU6, les modules d'OPTEx nous ont été utiles

seulement dans cette itération afin d'obtenir les sources indirectes ainsi que les adjoints généralisés. Nous avons fait appel aussi au calcul de la fonction objective afin d'obtenir une valeur initiale qu'on utilisera comme référence dans l'itération suivante. L'appel au module DELPOW, à la vérification des résultats et la mise à jour de la liste tabou n'est pas utile dans cette itération.

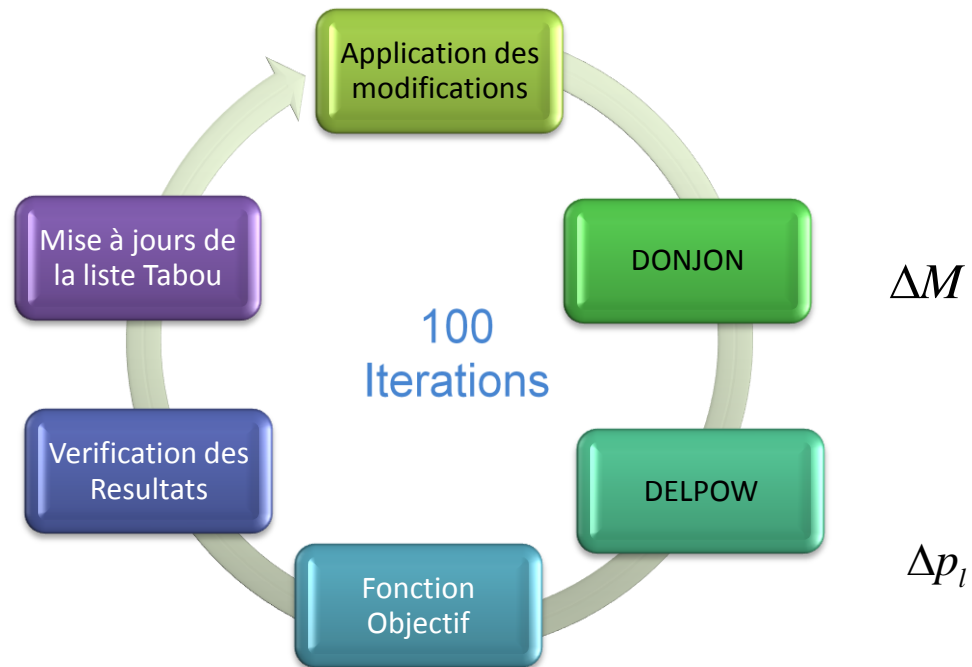


Figure 2-12: Modèle itératif pour les itérations de 2 à 100 dans l'algorithme tabou

La figure 2-11 montre les étapes à suivre pour le reste des itérations de l'algorithme tabou. Dans ces itérations, DONJON sert seulement d'outil pour obtenir la variation de la matrice M .

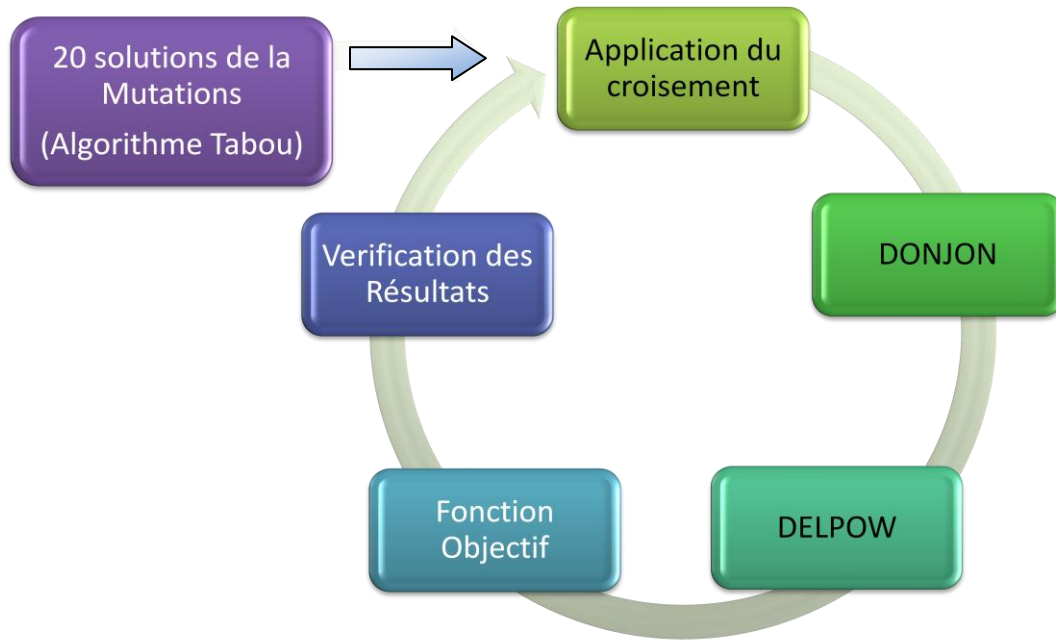


Figure 2-13: Modèle itératif pour l'algorithme génétique

Pour le croisement, les itérations de cette étape sont presque identiques à celle de la recherche taboue. La divergence entre les deux algorithmes se concrétise au niveau de l'absence d'une liste tabou pour le croisement. La figure 2-12 résume les étapes à suivre pour chaque itération.

Dans le chapitre 4, nous présenterons les résultats de nos modèles de calculs en se basant sur la fonction objective suivante :

$$F = \sum_{l=1}^{14} \left(\frac{P_l + \Delta p_l}{P_{tot}} - \frac{n_l}{380} \right)^2$$

La synchronisation dans les deux modèles itératifs a été programmée grâce à script Shell exécuté par console sur un ordinateur muni d'un système d'exploitation Linux.

2.6 Spécification du système

Afin de réaliser nos simulations, nous avons défini certains besoins matériels obligatoires pour que les algorithmes puissent être compilés et s'exécuter.

Du côté logiciel, nous avons utilisé comme support le système d'exploitation Fedora Core 9 à base de cœur Linux. Le compilateur Gcc nous a servi pour compiler les codes source C++ définis afin d'exécuter l'algorithme Tabou et l'algorithme génétique. Gcc nous a servi aussi pour compiler certains codes source C de quelques modules de la Ganlib.

Le compilateur g-fortran est primordial pour compiler le code DONJON, nous l'avons utilisé aussi pour compiler le nouveau module DELPOW.

Nous avons utilisé la version 3.06 révision G de DRAGON qui date du 9 septembre 2009 pour effectuer les calculs de transport et obtenir les données nucléaires relatives à une cellule unitaire de CANDU6, et nous avons utilisé la version 3.02 révision b de DONJON qui date du 31 mars 2009 afin de réaliser les calculs de cœur.

Finalement nous avons utilisé des « scripts Shell » pour pouvoir effectuer la liaison entre les différents exécutables et automatiser la procédure de calcul.

D'autre part, nous avons utilisé des ressources matérielles standards; nos simulations n'ayant besoin que d'une architecture 32 bits.

CHAPITRE 3 **ARTICLE 1: GENERALIZED PERTURBATION THEORY AND STOCHASTICS ALGORITHMS APPLIED TO IMPROVE CANDU6 REFLECTORS**

Article soumis le 30 octobre 2011 pour publication dans le journal Annals of Nuclear Energy

Elsevier Editorial System(tm) for Annals of Nuclear Energy
Manuscript Draft

Manuscript Number: ANUCENE-D-11-00352

Title: GENERALIZED PERTURBATION THEORY AND STOCHASTICS ALGORITHMS APPLIED TO
IMPROVE CANDU6 REFLECTORS

Article Type: Research Paper

Keywords: CANDU6 reactor, GPT, stochastic optimization, reflector design

Corresponding Author: Mr. Mehdi MAHJOUB, Eng.

Corresponding Author's Institution:

First Author: Mehdi MAHJOUB, Eng.

Order of Authors: Mehdi MAHJOUB, Eng.; Jean Koclas, Ph.D.; Robert Roy

Abstract: Generalized perturbation theory (GPT) is applied to investigate the response of the reactor to reflector modification in CANDU6 reactor. At equilibrium refueling, GPT is used to calculate the variational power values in the 14 reactor control zones. New mixtures composed of steel and heavy water are then introduced in the reflector to flatten the power distribution. Taboo search combined with the genetic algorithms yield to the replacement of a pure heavy water reflector by a composite reflector which could be deployed to improve power distinct.

GENERALIZED PERTURBATION THEORY AND STOCHASTICS ALGORITHMS
APPLIED TO IMPROVE CANDU6 REFLECTORS

M. MAHJOUB, R. ROY, and J. KOCLAS

INSTITUT DE GÉNIE NUCLÉAIRE

ÉCOLE POLYTECHNIQUE DE MONTRÉAL, CANADA

[{Mehdi.Mahjoub, Robert.Roy, and Jean.Koclas} @polymtl.ca](mailto:{Mehdi.Mahjoub, Robert.Roy, and Jean.Koclas}@polymtl.ca)

3.1 Abstract

Generalized perturbation theory (GPT) is applied to investigate the response of the reactor to reflector modification in CANDU6 reactor. At equilibrium refueling, GPT is used to calculate the variational power values in the 14 reactor control zones. New mixtures composed of steel and heavy water are then introduced in the reflector to flatten the power distribution. Taboo search combined with the genetic algorithms yield to the replacement of a pure heavy water reflector by a composite reflector which could be deployed to improve power distribution.

Key Words: CANDU6 reactor, GPT, stochastic optimization, reflector design.

3.2 Introduction

To evaluate the variation of the multiplication factor around criticality, perturbation theory is widely used. The generalized perturbation theory is used to obtain estimates of system characteristics, generally expressed as arbitrary flux functional. Light Water Reactor (LWR) fuel management analysis represents an area of success for GPT methods [1],[2]. In this paper, a new

application of GPT to the selection of heterogeneous reflector mixtures for a CANDU6 reactor will be proposed.

An important characteristic of CANDU6 reactors is a heavy water reflector [3]. Heavy water surrounding the reactor material serves to reflect back some of the neutrons escaping from the core and gives to neutrons more opportunity to cause fission. Many parameters are important to define the combination of materials to be used in the reflector e.g. materials compatibility, economy, strength, shielding, etc... The ideal reflector has a high probability of scattering the neutrons and low absorption probability. Considering that heavy water is very expensive, the use of a large heavy water reflector is expensive. Our purpose is to study perturbation of the CANDU reflector by introducing a steel reflector in order to obtain a more uniform flux distribution throughout the reactor core while lowering the reflector cost.

Using some similar mixtures defined for the new reflector in European Pressurized Reactors (EPR) [4], the steel contains concentrations of Fe, Cr, Ni and Mn55 atoms and are added at different positions of the reflector with various concentrations. The idea is to design a new heterogeneous reflector still containing mostly heavy water but with interstitial steel parts. In a recent paper [5], we have presented some preliminary results on these new composite reflectors. This paper is an extended version presenting further details on the stochastic algorithms used and their results.

This paper will introduce the procedure for obtaining variational power values due to a new reflector perturbation using first order GPT equation to estimate the system characteristics. In this case, since the study is related to zonal power, the basic system characteristic of interest is the zonal power response. The flux, adjoint flux and generalized adjoint distribution are calculated with the DRAGON/DONJON/OPTEX [6] [7] [8] chain of codes. The delta power is calculated with a new module developed and integrated to DONJON. Using genetic algorithms and taboo search, an iteration process combined with mutation procedures is applied on the initial solution to introduce the different 4 mixtures in the reflector. This procedure is based on an objective function which is the same for the algorithms.

3.3 Perturbation theory

Due to instability of reactors caused by the oscillation of Xenon, CANDU reactors are equipped by a Reactor Regulating System (RRS) which divides the reactor into 14 controls zones. Each zone contains two in-core platinum detectors to obtain the zonal power and a zonal control unit that can be filled by light-water. Figure 3-1 illustrates the positions of the 14 controls zones in CANDU6 and used in the DONJON simulations [9].

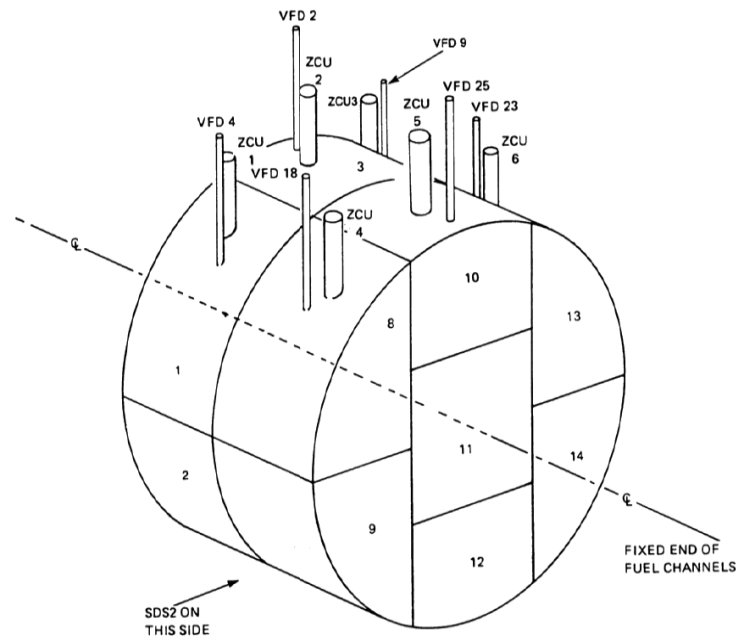


Figure 3-1: Control zones definition for CANDU6 [10]

Let us consider the neutron field equation. The static diffusion equation can be written:

$$M\phi = \lambda F\phi \quad (1)$$

where:

- M is the removal operator containing the scattering, absorption and leakage terms;
- F is the production operator containing the fission terms;
- λ is the eigen value (inverse of K_{eff}), and
- ϕ is the flux distribution

The flux solution is **normalized** to the total reactor power defined as:

$$P_{tot} = \langle H, \phi \rangle_R = \sum_{g=1}^G \int_R H_g(\vec{r}) \phi_g(\vec{r}) d^3r \quad (2)$$

where:

- G is the number of energy groups,
- R is the whole reactor volume, and
- H_g is the fission cross section times the energy produced per fission

The brackets notation \langle, \rangle has been introduced to imply the integral over a given volume and the sum over all energy groups (integration over phase-space).

3.4 GPT estimates of zonal power

First, we start by considering the diffusion equation (1) was solved for the reference unperturbed system:

$$M_0 \phi_0 = \lambda_0 F_0 \phi_0 \quad (3)$$

The application of a given perturbation will modify the diffusion operators and perturb the eigen value and the flux distribution. For such a perturbation, Eq. (1) can be related to Eq. (3) by defining the following increments:

- $F = F_0 + \Delta F$

- $\lambda = \lambda_0 + \Delta\lambda$
- $M = M_0 + \Delta M$
- $\phi = \phi_0 + \Delta\phi$

Second step is to define the zonal power fraction:

$$p_{l_0} = \frac{\langle H_0, \phi \rangle_{V_l}}{\langle H_0, \phi_0 \rangle_R} \quad (4)$$

Where V_l is the volume of the control zone l ($l = 1, \dots, 14$).

Now, the goal is to get the perturbation in zonal power caused by the modification of the reflector

$$p_l = p_{l_0} + \Delta p_l \quad (5)$$

The second equation could be solved directly and the resulting perturbed flux could be used to evaluate the new values of zone power fraction. The objective of GPT is precisely to avoid this, while evaluating the power fraction increments to second order accuracy with regard to variations in the flux field.

Using GPT, and from reference [11]:

$$\Delta p_l = \frac{\langle \Delta H, \phi_0 \rangle_{V_l}}{\langle H_0, \phi_0 \rangle_R} - p_l \frac{\langle \Delta H, \phi_0 \rangle_R}{\langle H_0, \phi_0 \rangle_R} - \langle \Gamma_l^*, (\Delta M - \lambda_0 \Delta F) \phi_0 \rangle_R + O(\{\Delta\phi\}^2) \quad (6)$$

By neglecting the direct effect on the H factors and considering that we don't perturb the fuel ($\Delta F = 0$), equation 6 becomes:

$$\Delta p_l \cong -\langle \Gamma_l^*, \Delta M \phi_0 \rangle_R + O(\{\Delta\phi\}^2) \quad (7)$$

where the generalized adjoints are obtained by solving an adjoint source problem for each control zone:

$$(M_0^* - \lambda_0 F_0^*) \Gamma_l^* = S_l^* \quad (8)$$

The source term S_l^* is defined by:

$$S_l^* = \frac{\partial p_l}{\partial \phi} = \frac{\{\delta(\vec{r}) - p_l\} H_0(\vec{r})}{\langle H_0, \phi \rangle} \quad (9)$$

$\delta_l(\vec{r}) = 1$ only for regions in control zone l .

Knowing that the zonal power is a fraction, the average response to all perturbation must be equal to zero, so:

$$\sum_{l=1}^{14} \Delta p_l = 0$$

3.5 Reactor model

The advanced collocation methods with variational acceleration techniques, as initially implemented in the TRIVAC code [12], were used in the DONJON [7] code to program the above procedure.

The DONJON code is used to solve direct, adjoint, harmonic and fixed source eigenvalue problems using the multigroup diffusion equation.

Reactor databases are generated with the DRAGON code which uses the collision probability method, in 2D and 3D, to solve the integral transport equation.

The calculation sequence is the following:

- Using the DRAGON code, we obtain the burnup-dependent nuclear properties from a lattice cell. (DRAGON solves the integral transport equation).
- Using the DONJON code, we define the reactor model and we solve the diffusion equation for the unperturbed system.
- By introducing some modules of the OPTEx code [8], we obtain the adjoint sources that we use to get the generalized adjoints for 14 control zones usually defined in CANDU6 reactors.

- Using DONJON again, we will introduce some perturbation to the model of the CANDU6 reactor. Those perturbations are performed by applying new burnup-dependent properties (calculated with DRAGON in the first step) of the reflector. The purpose of this step is to compute ΔM which represents the perturbed removal operator.
- Using ΔM and generalized adjoints calculated before, and introducing them in a new module developed for DONJON, we obtain the change of power by zone.
- A script is used to reproduce those two last steps several times for different perturbations and compare the standard deviation of the power change. In the numerical results section, we present the best heterogeneous design of the reflector.

3.5.1 Search Algorithms

Knowing that the number of possible combinations to form the new reflector with the 4 new mixtures is over 10^{1000} , we have used stochastic optimization methods to find solutions, namely the Taboo search and Genetics algorithm.

3.5.1.1 Taboo search

Taboo search is a mathematical optimization algorithm that applies successive mutations to the initial problem until obtaining a solution. This solution is considered as a local solution and not the absolute solution. Then, we apply random modifications which can affect negatively our solution. The next step is to apply new mutations which do not appear in a list created before and containing the modifications applied in the first iteration.

3.5.1.2 Genetic algorithm

The genetic algorithm [13] is based on two principles steps that we apply to an initial population: *Mutation* and *Crossover*

Mutation: we proceed to apply mutations on the geometry of the CANDU6 to get the best composition of the new reflector. Those modifications follow some rules which can be changed with the type and objectives of the simulation. We applied the taboo search in this step.

Crossover: This step uses only the last solution of each mutation's simulation and combines some geometry to obtain the best solution.

For those algorithms, we use a decision function in order to conclude on the nature of the change and the effect on the flux distribution. If the results are not satisfactory, we cancel the last mutation and insert it in our taboo list. This objective function is used in the two algorithms and it is defined according to the type of simulation and the zonal powers. If we consider 14 regular power zones [9], the objective function that should approach zero will be:

$$F = \sum_{l=1}^{14} \left(\frac{P_l + \Delta p_l}{P_{tot}} - \frac{n_l}{380} \right)^2 \quad (10)$$

where

- P_l is the initial zonal power in zone l ;
- Δp_l is the variation of the zonal power in zone l ;
- n_l is the number of fuel channel in zone l , and
- P_{tot} is the total power of the reactor.

3.6 Numerical solution

The new reflector contains different proportion of steel defined as 70.25% Fe, 18% Cr, 9.75% Ni and 2% Mn55 [4].

The density of the metal is taken at 7.90 g/cm³.

Four new mixtures are defined as:

- Steel I : 100 % steel
- Steel II : 94 % steel + 6 % D2O
- Steel III: 79 % steel + 21 % D2O
- Steel IV: 7 % steel + 93 % D2O

3.6.1 Search Algorithms

3.6.1.1 Taboo search

Our DONJON model discretizes the reactor into 12 horizontal planes, each plane corresponding to the length of a fuel bundle and contains a matrix ($26 \times 26 = 676$ zones) of mixture definition as shown in the figure 3-4.

The original value of F obtained with the old D2O reflector is ~ 0.077 ($\Delta p_l = 0$). Figure 3-2 shows the evolution of the objective function for the simulation number 19. We started the simulations by replacing the outer contour of the reactor by the new mixture of reflector which contains the steel (figure 3-4). Then, we applied our algorithms and modified the inner reflector with one of our different mixtures.

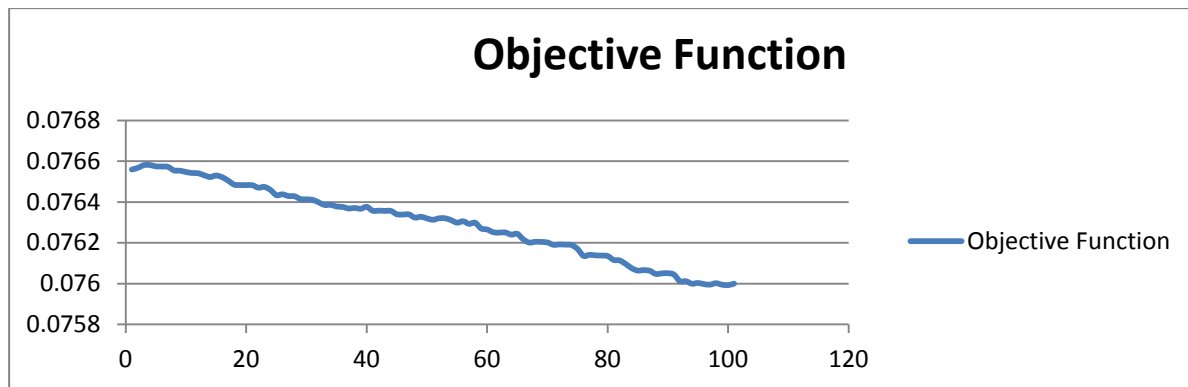


Figure 3-2: Variation of the value of the objective function for the simulation number 19.

Note that for each simulation we have used just one kind of mixture for the inner reflector modification; so we have started 16 simulations. We started 4 other simulations with an outer reflector replaced with one of our 4 mixtures but with the inner reflector replaced with one of the 4 reflectors randomly (Figure3-3).

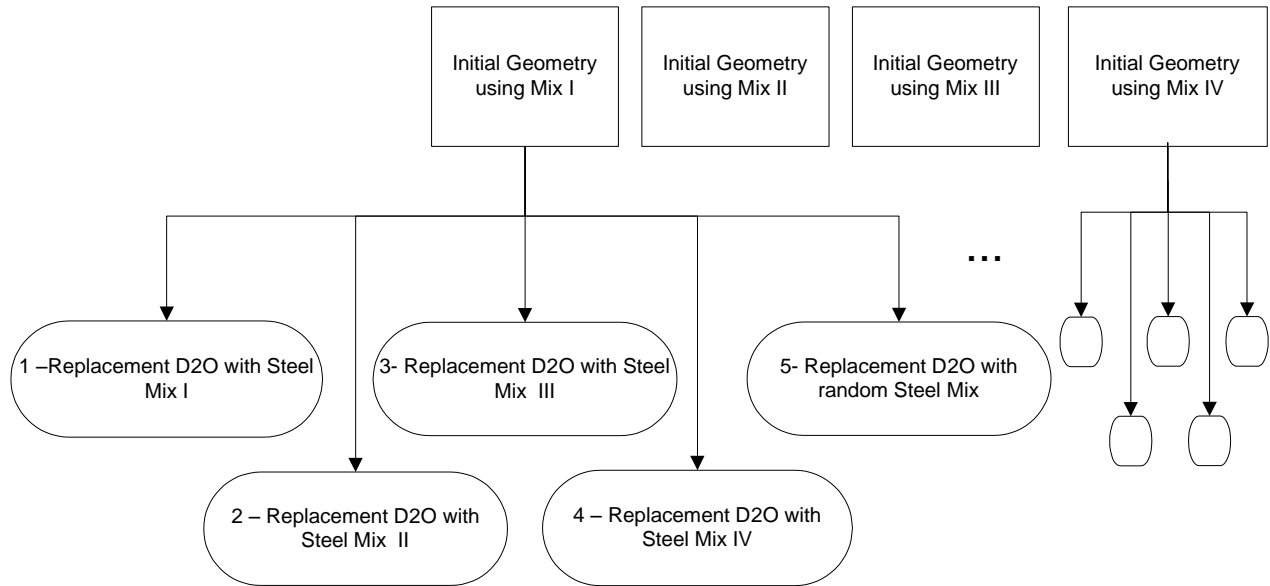


Figure 3-3: Taboo search processes

	a	b	c	d	e	f	g	h	i	j	k	l	m	n	o	p	q	r	s	t	u	v	w	x	y	z
1											Y	Y	Y	Y	Y	Y										
2								Y	Y	Y	X	X	X	X	X	X	Y	Y	Y							
3							Y	X	X	X	C	C	C	C	C	C	X	X	X	Y	Y					
4					Y	Y	X	A	A	C	C	C	C	C	C	C	C	F	F	X	X	Y				
5				Y	X	X	A	A	A	C	C	C	C	C	C	C	C	F	F	F	F	X	X	Y		
6			Y	X	X	A	A	A	A	C	C	C	C	C	C	C	C	F	F	F	F	X	X	Y		
7			Y	X	A	A	A	A	A	C	C	C	C	C	C	C	C	F	F	F	F	F	F	X	Y	
8		Y	X	X	A	A	A	A	A	C	C	C	C	C	C	C	C	F	F	F	F	F	F	X	X	Y
9		Y	X	A	A	A	A	A	A	C	C	C	C	C	C	C	C	F	F	F	F	F	F	X	X	
10	Y	X	X	A	A	A	A	A	A	D	D	D	D	D	D	D	D	F	F	F	F	F	F	F	X	Y
11	Y	X	A	A	A	A	A	A	A	D	D	D	D	D	D	D	D	F	F	F	F	F	F	F	X	Y
12	Y	X	A	A	A	A	A	A	A	D	D	D	D	D	D	D	D	F	F	F	F	F	F	F	X	Y
13	Y	X	A	A	A	A	A	A	A	D	D	D	D	D	D	D	D	F	F	F	F	F	F	F	X	Y
14	Y	X	B	B	B	B	B	B	B	D	D	D	D	D	D	D	D	G	G	G	G	G	G	G	X	Y
15	Y	X	B	B	B	B	B	B	B	D	D	D	D	D	D	D	D	G	G	G	G	G	G	G	X	Y
16	Y	X	B	B	B	B	B	B	B	D	D	D	D	D	D	D	D	G	G	G	G	G	G	G	X	Y
17	Y	X	X	B	B	B	B	B	B	E	E	E	E	E	E	E	E	G	G	G	G	G	G	X	X	Y
18		Y	X	B	B	B	B	B	B	E	E	E	E	E	E	E	E	G	G	G	G	G	G	X	Y	
19		Y	X	X	B	B	B	B	B	E	E	E	E	E	E	E	E	G	G	G	G	G	X	X	Y	
20			Y	X	B	B	B	B	B	E	E	E	E	E	E	E	E	G	G	G	G	G	X	Y		
21			Y	X	X	B	B	B	B	E	E	E	E	E	E	E	E	G	G	G	G	X	X	Y		
22				Y	X	X	B	B	B	E	E	E	E	E	E	E	E	G	G	G	X	X	Y			
23					Y	X	X	B	B	E	E	E	E	E	E	E	E	G	G	X	X	Y				
24						Y	Y	X	X	X	E	E	E	E	E	E	E	X	X	X	Y	Y				
25								Y	Y	Y	X	X	X	X	X	X	Y	Y	Y							
26											Y	Y	Y	Y	Y	Y										
A	ZONES 1,8										Legend										0	Unconsidered cells				
B	ZONES 2,9																				A,B,C,D,E,F,G	Natural Uranium fuel				
C	ZONES 3,10																				X	Heavy water reflector				
D	ZONES 4,11																				Y	New reflector				
E	ZONES 5,12																									
F	ZONES 6,13																									
G	ZONES 7,14																									

Figure 3-4: CANDU6 geometry and controls zones definition for DONJON

Tableau 3.1: Taboo search simulations results

Simulations	Initial geometry description	Mix X	F
1	From plane 3 to plane 10, Mix Y is replaced by Steel I.	Insertion of Steel I	0. 0760097762
2		Insertion of Steel VI	0. 0764825992
3		Insertion of Steel II	0. 0759415594
4		Insertion of Steel III	0. 0760591185
5		Random Steel I, II, III, VI	0. 0759518779
6	From plane 3 to plane 10, Mix Y is replaced by Steel II.	Insertion of Steel I	0. 0756137348
7		Insertion of Steel VI	0. 0764950465
8		Insertion of Steel II	0. 0758212825
9		Insertion of Steel III	0. 0759880422
10		Random Steel I, II, III, VI	0. 0759412011
11	From plane 3 to plane 10, Mix Y is replaced by Steel III.	Insertion of Steel I	0. 0757445864
12		Insertion of Steel VI	0. 0764808902
13		Insertion of Steel II	0. 0759686368
14		Insertion of Steel III	0. 075870477
15		Random Steel I, II, III, VI	0. 0760915261
16	From plane 3 to plane 10, Mix Y is replaced by Steel IV.	Insertion of Steel I	0. 0757014005
17		Insertion of Steel VI	0. 0764951322
18		Insertion of Steel II	0. 0765053525
19		Insertion of Steel III	0. 075992232
20		Random Steel I, II, III, VI	0. 0759266028

Conditions: 1. Apply symmetry on xx' and yy' .
 2. Maximum number of iterations is: 100

3.6.1.2 Crossover

The next step will involve the crossover iteration of the genetic algorithm. Here using four other techniques that are detailed below, we use the 20 simulation solutions obtained in the mutation step to obtain 80 new geometries (Figure 3-5),

1. Starting with one of the 20 simulation results and replacing one plane by one from the 19th other planes (20 simulations of cross over).
2. Starting also by one of the 20 result simulations and replacing one half of a plane by iteration using horizontal decomposition of planes (20 simulations).

3. Starting by one of the 20 result simulations again and replacing one half of a plane by iteration using vertical decomposition of planes (20 simulations).
4. Finally, starting again by one of the 20 result simulations and use one of the three techniques listed before, cross is now applied. The choice of the techniques is random.

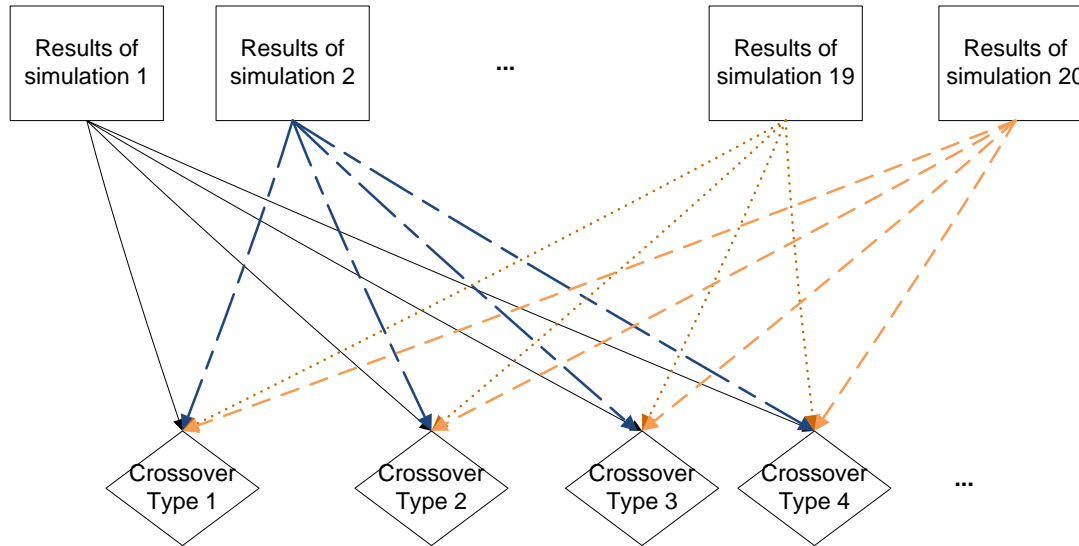


Figure 3-5: Crossover process

Tableau 3.2: Most important results of crossover simulations

Merge number	Initial conditions	Method of Merge	Values of objection function
19	Starting by final geometry of simulation number 19.	Technique 1	0. 0755047698
39	Starting by final geometry of simulation number 19.	Technique 2	0.0756572539
54	Starting by final geometry of simulation number 14.	Technique 3	0.0756224636
76	Starting by final geometry of simulation number 16.	Technique 4	0.0755733498

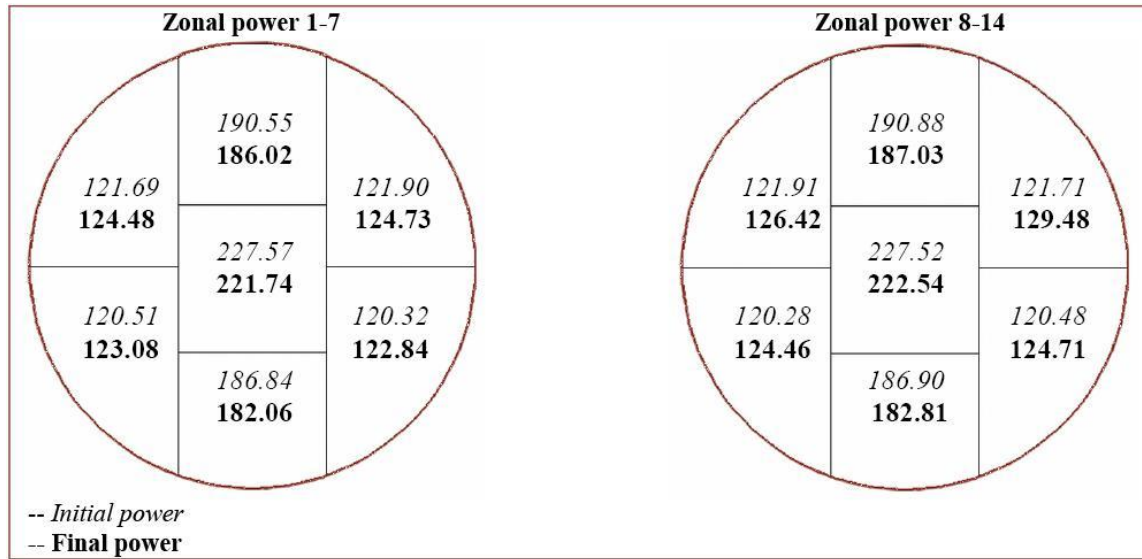


Figure 3-6: Distribution power (MW) for the best Merge: 19

Note: In the Figure 3-6, Final power was calculated with a full core diffusion system.

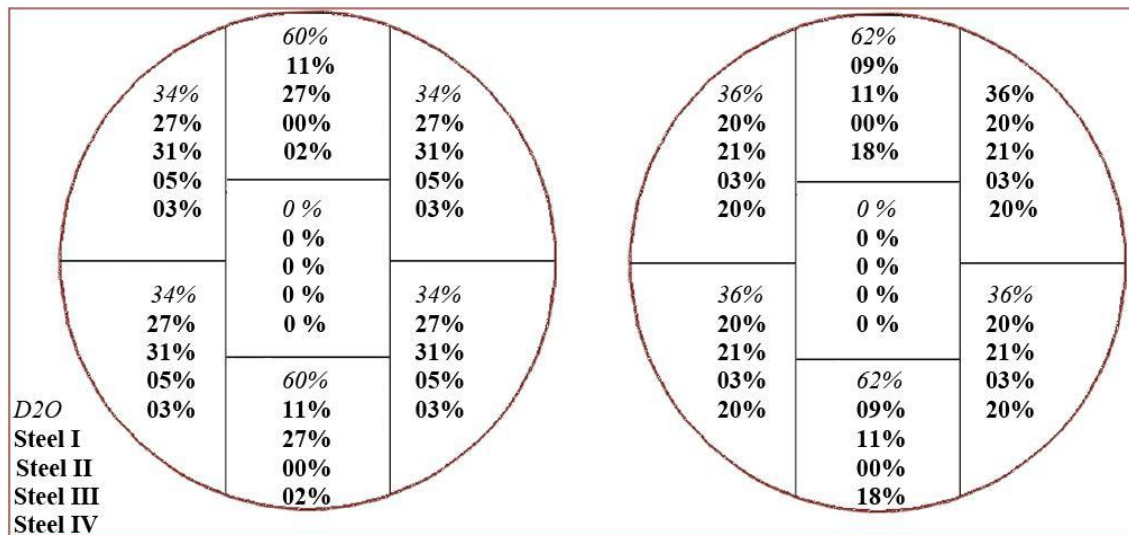


Figure 3-7: Proportion of each steel in the reflector around a zone

With the method of merge for the simulation 19, we replaced a whole plane with another one, we have conserved the symmetry that we applied for the 20 initial simulations (Symmetry xx' and yy'), so we can conclude that proportions of steel around the zone 1 must be the same around all of zones 2, 6 and 7 and proportions of steel around the zone 8 must be the same around

zone 9, 13 and 14. For the same reason, proportions of steel around zone 3 are the same for zone 5 and proportions of steels around the zone 10 are the same for the zone 12.

For the same simulation number 19, the quantity of heavy water removed to introduce the steel approaches 36% of the total volume of the reflector (16000 liters).

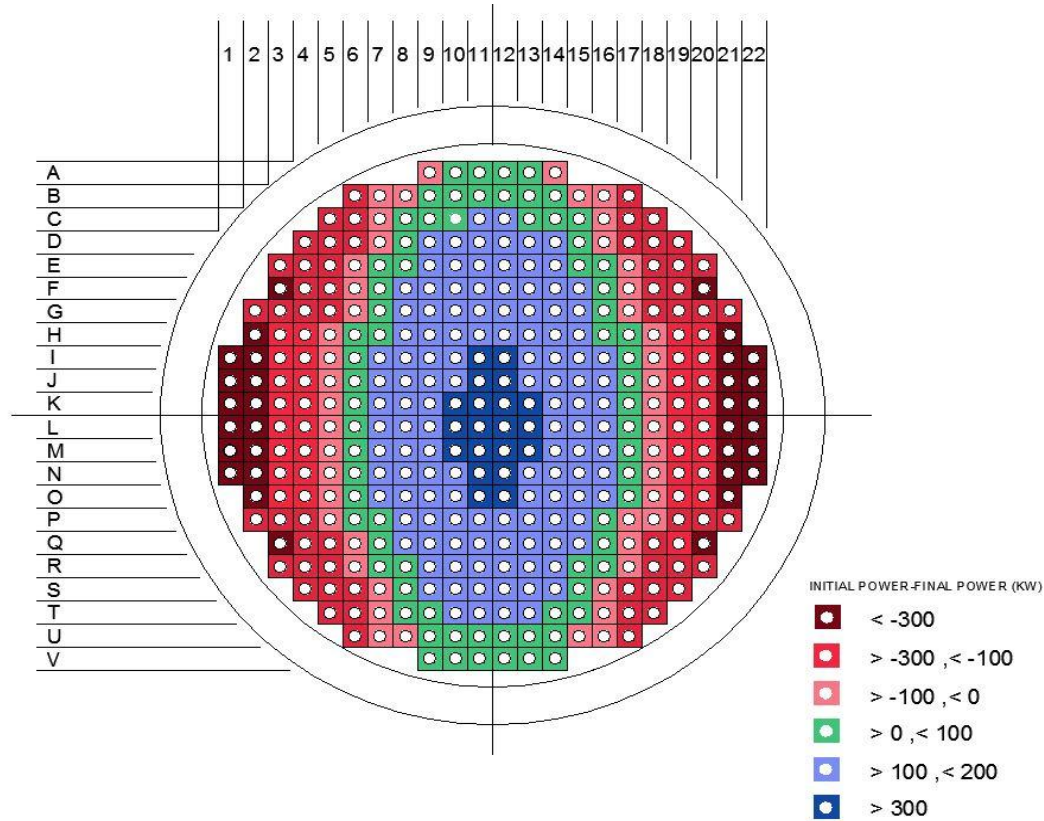


Figure 3-8: Channel power variation distribution (kW)

The figure 3-8 presents the variation of power distributed by channel. In this figure, non optimal results appear in the top and the bottom of the reactor. Those results are explained by the approach which has been taken to develop the model. The direct reason is, as shown in the figure 3-7, the low proportion of new reflector in these two regions. It is a consequence of using a model based on least square objective function in the two algorithms. The objective function represents the decisional step for the mutation algorithm; this function tries to reach the same mean value of power for all regions. In the figure3-6, zones in the top (3,10) and bottom (5,12) of the reactor have reached power values which are greater than the mean value, so the objective function does not allow mutations to increase this value. Unfortunately, it will try to reduce the power. The

solution for this could be a modification of the reactor zones or of the objective function or a combination of both.

3.7 Conclusion

The search algorithm has successfully yielded a new reflector configuration and the resulting distribution of power in the reactor was flattened. Those results can affect the fueling strategy of the reactor in order to make the power more uniform. This aspect can also affect the time of residence of clusters in the reactor and therefore may also affect the process of storage of clusters used in swimming pools.

In our study we have chosen a replacement strategy based on the 14 control zones. This can be improved by applying a different approach, For example, an approach based on modal syntheses in order to balance the power between the top and bottom of the reactor.

To improve our results, the choice of steel composition could be varied. Another possibility would be to use some other structural materials that will fit better in the CANDU6 reactors design.

3.8 Acknowledgments

Part of this work was supported by grants from the Natural Sciences and Engineering Research of Canada.

3.9 References

1. D.J. Kropaczek, P.J. Turinsky, Nucl. Tech, Vol. 95, pp. 9 (1991)
2. T.J. Downar and Y.J. Kin, Nucl. Tech, Vol 73, pp. 42(1986)

3. R. Roy, G. Marleau, J. Tajmouati, D. Rozon, "Modeling of CANDU Reactivity Control Devices with the Lattice Code DRAGON," *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 21(2), pp. 115-132 (1994).
4. C. Sandrin, "Modélisation neutronique du réflecteur pour le calcul des Cœurs des réacteurs nucléaires à eau pressurisées. Application à l'EPR". PH.D. Université Paris-Sud 11, France (2010).
5. M. Mahjoub, R. Roy, J. Koclas, "Generalized perturbation theory estimates to improve CANDU6 reflectors," in PHYTRA2 international conference, 2011.
6. G. Marleau, A. Hébert and R. Roy. A user Guide for DRAGON 3.06, report IGE-174 Rev 7, École Polytechnique de Montréal. CANADA (2008).
7. E. Varin, A. Hébert, and R. Roy, A user Guide for DONJON 3.01, report IGE-208 Rev 4, École Polytechnique de Montréal, CANADA (2005).
8. R. Chambon, "Optimisation de la gestion du combustible dans les réacteurs CANDU refroidis à l'eau légère," PH. D. École Polytechnique de Montréal, Québec, Canada (2006).
9. E. Varin, J. Koclas, R. Roy, "Modeling of the CANDU-6 Reactor Regulating System," *Transactions of the American Nuclear Society*, Vol. 73, pp. 428-30(1995).
10. B. Rouben, "Introduction to Reactor Physics,
"http://canteach.candu.org/library/20040502.pdf (2002)
11. E. Varin, R. Roy, D. Rozon, and D. Brissette. "Generalized perturbation theory estimates of zone level response to refueling perturbations in a CANDU 600 reactor," *Advances in Nuclear Fuel Management II: Proceedings of the Topical Meeting*, Vol. (2), pp. 15.19-15.31(1997).
12. A. Hébert, "TRIVAC- A Modular diffusion Code for fuel management and design application," *Nucl. J. of CANADA*, Vol. 1(4), pp. 325-331(1987).
13. R. J. Pryor and D.D. Cline. "Use of a genetic algorithm to solve two fluid flow problems on an ncube multiprocessor computer," *mathematical methods and supercomputing in nuclear applications M&C+SNA'93*, Vol. (1), pp. 45-63(1993)

CHAPITRE 4 **RÉSULTATS ET DISCUSSION GÉNÉRALE**

4.1 Résultats

Le tableau suivant présente les résultats complets des calculs de croisement effectués selon l'algorithme génétique. Le meilleur résultat se trouve au croisement numéro19. Une transcription complète du fichier de géométrie numéro19 se trouve en annexe 5.

Tableau 4.1: Résultats de l'algorithme génétique

Croisement 1	Description des conditions initiales de la simulation	Description de la méthode de croisement	Valeurs finales de la Fonction objectif
Croisement 1	Départ à partir du fichier final de la simulation 1	Remplacer les plans de la géométrie avec un des plans des 20 simulations (1-20) réalisées auparavant	0.0757299345
Croisement 2	Départ à partir du fichier final de la simulation 2		0.075724978
Croisement 3	Départ à partir du fichier final de la simulation 3		0.0755578893
Croisement 4	Départ à partir du fichier final de la simulation 4		0.0756929119
Croisement 5	Départ à partir du fichier final de la simulation 5		0.0756409786
Croisement 6	Départ à partir du fichier final de la simulation 6		0.0757101055
Croisement 7	Départ à partir du fichier final de la simulation 7		0.0758554616
Croisement 8	Départ à partir du fichier final de la simulation 8		0.0756661138
Croisement 9	Départ à partir du fichier final de la simulation 9		0.0758705015
Croisement 10	Départ à partir du fichier final de la simulation 10		0.0757237485
Croisement 11	Départ à partir du fichier final de la simulation 11		0.0756035463
Croisement 12	Départ à partir du fichier final de la simulation 12		0.0755588482
Croisement 13	Départ à partir du fichier final de la simulation 13		0.0756788787
Croisement 14	Départ à partir du fichier final de la simulation 14		0.0757893186
Croisement 15	Départ à partir du fichier final de la simulation 15		0.0755828704
Croisement 16	Départ à partir du fichier final de la simulation 16		0.0757903064

Croisement 17	Départ à partir du fichier final de la simulation 17		0.0756768677
Croisement 18	Départ à partir du fichier final de la simulation 18		0.0755569932
Croisement 19	Départ à partir du fichier final de la simulation 19		0.0755047698
Croisement 20	Départ à partir du fichier final de la simulation 20		0.0757242349
Croisement 21	Départ à partir du fichier final de la simulation 1	Remplacer les moitiés des plans de la géométrie avec une moitié de plan des 20 simulations (1-20) réalisées auparavant découpage des plans à l'horizontale	0.0756735353
Croisement 22	Départ à partir du fichier final de la simulation 2		0.0757975358
Croisement 23	Départ à partir du fichier final de la simulation 3		0.0756685782
Croisement 24	Départ à partir du fichier final de la simulation 4		0.0757741521
Croisement 25	Départ à partir du fichier final de la simulation 5		0.0757286855
Croisement 26	Départ à partir du fichier final de la simulation 6		0.0756739737
Croisement 27	Départ à partir du fichier final de la simulation 7		0.0757740883
Croisement 28	Départ à partir du fichier final de la simulation 8		0.0757446759
Croisement 29	Départ à partir du fichier final de la simulation 9		0.0757611883
Croisement 30	Départ à partir du fichier final de la simulation 10		0.0757863663
Croisement 31	Départ à partir du fichier final de la simulation 11		0.0757876248
Croisement 32	Départ à partir du fichier final de la simulation 12		0.0758008523
Croisement 33	Départ à partir du fichier final de la simulation 13		0.0757664531
Croisement 34	Départ à partir du fichier final de la simulation 14		0.0757184036
Croisement 35	Départ à partir du fichier final de la simulation 15		0.0757581392
Croisement 36	Départ à partir du fichier final de la simulation 16		0.075714523
Croisement 37	Départ à partir du fichier final de la simulation 17		0.0757078464
Croisement 38	Départ à partir du fichier final de la simulation 18		0.0759778359
Croisement 39	Départ à partir du fichier final de la simulation 19		0.0756572539
Croisement 40	Départ à partir du fichier final de la simulation 20		0.0757051576
Croisement 41	Départ à partir du fichier final de la simulation 1	Remplacer les moitiés des plans de la géométrie avec une moitié de plan des 20	0.0757127894
Croisement 42	Départ à partir du fichier final de la simulation 2		0.0756731578

Croisement 43	Départ à partir du fichier final de la simulation 3	simulations (1-20) réalisées auparavant découpage des plans à la verticale	0.0757551552
Croisement 44	Départ à partir du fichier final de la simulation 4		0.0757210289
Croisement 45	Départ à partir du fichier final de la simulation 5		0.0757571639
Croisement 46	Départ à partir du fichier final de la simulation 6		0.0757085679
Croisement 47	Départ à partir du fichier final de la simulation 7		0.0757013028
Croisement 48	Départ à partir du fichier final de la simulation 8		0.0757782435
Croisement 49	Départ à partir du fichier final de la simulation 9		0.0756843297
Croisement 50	Départ à partir du fichier final de la simulation 10		0.0757383943
Croisement 51	Départ à partir du fichier final de la simulation 11		0.0757454521
Croisement 52	Départ à partir du fichier final de la simulation 12		0.0759183472
Croisement 53	Départ à partir du fichier final de la simulation 13		0.0756921874
Croisement 54	Départ à partir du fichier final de la simulation 14		0.0756224636
Croisement 55	Départ à partir du fichier final de la simulation 15		0.0758905572
Croisement 56	Départ à partir du fichier final de la simulation 16		0.0757544851
Croisement 57	Départ à partir du fichier final de la simulation 17		0.0757608637
Croisement 58	Départ à partir du fichier final de la simulation 18		0.0757378941
Croisement 59	Départ à partir du fichier final de la simulation 19		0.0757611883
Croisement 60	Départ à partir du fichier final de la simulation 20		0.0757667045
Croisement 61	Départ à partir du fichier final de la simulation 1	Chaque itération utilisera une des 3 techniques utilisées dans les 60 croisements précédant	0.0757891657
Croisement 62	Départ à partir du fichier final de la simulation 2		0.0759167381
Croisement 63	Départ à partir du fichier final de la simulation 3		0.0757708771
Croisement 64	Départ à partir du fichier final de la simulation 4		0.075696941
Croisement 65	Départ à partir du fichier final de la simulation 5		0.0756378065
Croisement 66	Départ à partir du fichier final de la simulation 6		0.0756858041
Croisement 67	Départ à partir du fichier final de la simulation 7		0.0756977799
Croisement 68	Départ à partir du fichier final de la simulation 8		0.0757555345
Croisement 69	Départ à partir du fichier final de la simulation 9		0.0757331128

Croisement 70	Départ à partir du fichier final de la simulation 10		0.0757800963
Croisement 71	Départ à partir du fichier final de la simulation 11		0.0756647599
Croisement 72	Départ à partir du fichier final de la simulation 12		0.0757967377
Croisement 73	Départ à partir du fichier final de la simulation 13		0.0757783906
Croisement 74	Départ à partir du fichier final de la simulation 14		0.0756713992
Croisement 75	Départ à partir du fichier final de la simulation 15		0.0757030942
Croisement 76	Départ à partir du fichier final de la simulation 16		0.0755733498
Croisement 77	Départ à partir du fichier final de la simulation 17		0.0759125834
Croisement 78	Départ à partir du fichier final de la simulation 18		0.0756597618
Croisement 79	Départ à partir du fichier final de la simulation 19		0.0758560225
Croisement 80	Départ à partir du fichier final de la simulation 20		0.0758908427

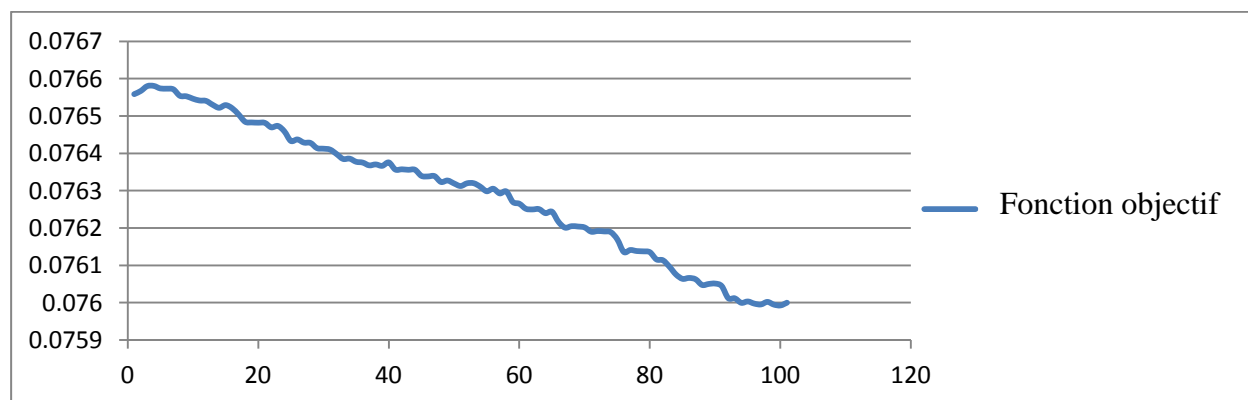


Figure 4-1: Évolution de la valeur de la fonction objectif pour la simulation 19

À la figure 4-1, on remarque que la valeur de fonction objectif est linéairement décroissante durant les 90 premières simulations et que la courbe admet une approche asymptotique à partir de 91^{ème} simulation pour se stabiliser autour de la valeur 0.076. Cette courbe justifie le choix effectué sur le nombre d'itérations pour la recherche tabou.

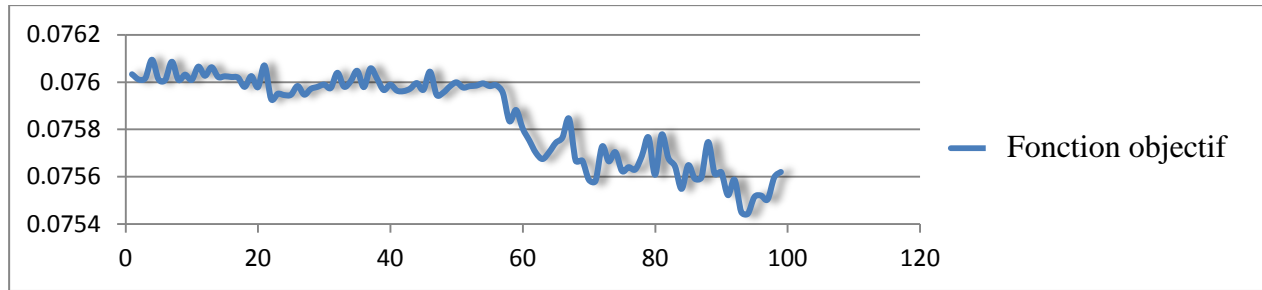


Figure 4-2: Évolution de la valeur de la fonction objectif pour le croisement 19 menant au bon résultat.

À la figure 4-2, on voit très bien une fluctuation très importante autour de la valeur de la fonction objectif durant la simulation qui représente le croisement numéro19, cette fluctuation montre l'aspect général de l'algorithme génétique où on peut obtenir des chromosomes (solutions) non intéressants suite à un croisement entre deux solutions valides.

4.2 Analyse des résultats

4.2.1 Validation

Afin de pouvoir comparer les puissances zonales initiales et finales, nous avons procédé à un calcul de diffusion pour le réacteur CANDU6 en nous basant sur la géométrie finale obtenue à la fin de l'exécution des algorithmes. La géométrie choisie pour ce calcul de diffusion est celle résultante du croisement 19. Le procédé perturbatif nous a fourni des résultats instantanés pour chaque itération, ces résultats ont été utilisés afin d'obtenir la valeur de la fonction objectif. L'étape de validation nous oblige à comparer ces résultats perturbatifs finaux avec les valeurs des puissances zonales obtenues grâce à calcul de diffusion. Le tableau ci-dessous présente ces valeurs.

Zones	1	2	3	4	5	6	7
Puissance zonale en MW (mode perturbatif)	130.12	127.8	187.03	208.53	181.51	130.44	127.49
Puissance zonale en MW (mode diffusion)	125.53	124.06	185.97	221.11	181.92	125.79	123.82
Écart (en MW)	4.59	3.74	1.06	-12.58	-0.41	4.65	3.67

Zones	8	9	10	11	12	13	14
Puissance zonale en MW (mode perturbatif)	129.8	126.84	185.37	207.82	179.69	129.48	127.13
Puissance zonale en MW (mode diffusion)	126.28	124.29	186.32	221.39	182.04	126.02	124.54
Écart (en Mw)	3.52	2.55	-0.95	-13.57	-2.35	3.46	2.59

4.2.2 Carte de puissance

Durant ce projet, nous nous sommes intéressés principalement à améliorer la distribution de la puissance dans le réacteur dans le but de l'aplatir et la rendre le plus uniforme possible.

On remarque bien dans les tableaux ci-dessous que la distribution de puissance dans le réacteur est non uniforme. Ceci est dû à la différence remarquable entre les zones centrales et celles en périphérie. Nous nous sommes concentrés principalement à faire diminuer les puissances du réacteur dans les zones de contrôle centrales numéro 4 et 11 (figure3-4) afin de faire augmenter toutes les autres puissances autour de ces zones et obtenir par la suite une carte de puissance de plus en plus uniforme. On peut constater, à travers la figure 3-3, le tableau 4-4 et le tableau 4.5, que nous avons réussi à baisser la puissance au centre du cœur et nous sommes parvenus à augmenter celle-ci sur les bords. Cette augmentation de puissance est due à la bonne réflexion des neutrons causée par l'insertion du métal.

Tableau 4.2: Distribution initiale de flux neutronique intégré

-	-	-	-	-	-	-	-	-	0.001	0.0036	0.0049	0.0054	0.0054	0.0049	0.0036	0.001	-	-	-	-	-	-	-	-
-	-	-	-	-	-	-	0.0016	0.0069	0.0184	0.0541	0.0725	0.0797	0.0799	0.073	0.0545	0.0184	0.0068	0.0016	-	-	-	-	-	-
-	-	-	-	-	0.0012	0.0056	0.016	0.0523	0.1042	0.4489	0.5825	0.6372	0.6389	0.5864	0.452	0.1044	0.0516	0.0155	0.0053	0.0011	-	-	-	-
-	-	-	-	0.0019	0.0135	0.0502	0.1125	0.5345	0.765	0.9793	1.1213	1.1923	1.1965	1.1311	0.9869	0.7639	0.5259	0.1085	0.0472	0.0125	0.0018	-	-	-
-	-	-	0.0022	0.0177	0.0891	0.501	0.7755	1.0691	1.311	1.5071	1.6443	1.7217	1.731	1.6669	1.525	1.3074	1.0427	0.7385	0.4689	0.0828	0.0164	0.002	-	-
-	-	0.0018	0.0172	0.0937	0.569	0.9563	1.2873	1.5735	1.8019	1.9775	2.1002	2.1858	2.2046	2.1507	2.0202	1.7974	1.5199	1.2089	0.8834	0.5262	0.0871	0.0161	0.0017	-
-	0.0012	0.0123	0.0843	0.5531	0.9866	1.3921	1.741	2.0138	2.213	2.3555	2.4357	2.5419	2.5732	2.5373	2.4467	2.2098	1.9199	1.6072	1.2683	0.9154	0.5195	0.0794	0.0116	0.0012
-	0.0053	0.0431	0.4564	0.9074	1.3656	1.7889	2.1546	2.4196	2.5856	2.6946	2.7506	2.8461	2.8767	2.8507	2.7828	2.5768	2.3171	2.0099	1.6534	1.2833	0.8612	0.4347	0.041	0.0051
-	0.0088	0.0672	0.671	1.1952	1.6885	2.1245	2.4699	2.7293	2.8963	2.9642	3.0229	3.0744	3.0898	3.0623	2.992	2.877	2.6596	2.3711	2.0246	1.6097	1.1418	0.6419	0.0643	0.0084
0.0011	0.0199	0.1139	0.847	1.4208	1.9364	2.3835	2.6911	2.933	3.0935	3.1543	3.2058	3.2382	3.2428	3.2151	3.1537	3.0677	2.8788	2.6173	2.3034	1.865	1.3661	0.8139	0.1095	0.0191
0.0038	0.0567	0.4706	1.0362	1.5945	2.1027	2.5332	2.7796	3.0015	3.1624	3.2545	3.3042	3.3247	3.3224	3.2964	3.2395	3.1349	2.9591	2.724	2.4671	2.0369	1.5381	0.9979	0.4533	0.0546
0.005	0.0743	0.5974	1.1531	1.6947	2.1848	2.6017	2.8373	3.0648	3.2298	3.3226	3.3573	3.3598	3.3516	3.3343	3.2989	3.2036	3.0331	2.7984	2.546	2.1211	1.6328	1.1102	0.5758	0.0716
0.0055	0.0802	0.6395	1.1939	1.7152	2.1738	2.5812	2.8491	3.1199	3.2939	3.372	3.3703	3.3363	3.321	3.3204	3.3409	3.2702	3.099	2.8344	2.5327	2.1073	1.637	1.1491	0.6185	0.0774
0.0055	0.0802	0.6395	1.1939	1.7152	2.1738	2.5812	2.8491	3.1199	3.2939	3.3719	3.3703	3.3363	3.321	3.3204	3.3409	3.2703	3.099	2.8344	2.5328	2.1073	1.637	1.1491	0.6185	0.0774
0.005	0.0743	0.5974	1.1531	1.6947	2.1848	2.6017	2.8373	3.0648	3.2299	3.3226	3.3574	3.3599	3.3516	3.3344	3.2989	3.2036	3.0331	2.7984	2.546	2.1211	1.6328	1.1102	0.5758	0.0716
0.0038	0.0567	0.4706	1.0362	1.5945	2.1027	2.5333	2.7797	3.0016	3.1625	3.2545	3.3043	3.3248	3.3225	3.2965	3.2396	3.135	2.9591	2.7241	2.4672	2.037	1.5381	0.998	0.4533	0.0546
0.0011	0.0199	0.1139	0.847	1.4208	1.9365	2.3836	2.6912	2.9331	3.0936	3.1544	3.2059	3.2383	3.2429	3.2152	3.1537	3.0677	2.8788	2.6173	2.3034	1.865	1.3661	0.8139	0.1095	0.0191
-	0.0088	0.0672	0.671	1.1952	1.6885	2.1246	2.47	2.7295	2.8964	2.9643	3.023	3.0744	3.0899	3.0624	2.992	2.877	2.6596	2.3711	2.0246	1.6097	1.1418	0.6419	0.0643	0.0084
-	0.0053	0.0431	0.4564	0.9074	1.3656	1.7889	2.1546	2.4197	2.5857	2.6947	2.7506	2.8461	2.8768	2.8507	2.7829	2.5769	2.3171	2.01	1.6534	1.2833	0.8612	0.4347	0.041	0.0051
-	0.0012	0.0123	0.0843	0.5531	0.9867	1.3921	1.7411	2.0138	2.2131	2.3555	2.4358	2.5419	2.5732	2.5374	2.4467	2.2098	1.9199	1.6073	1.2684	0.9154	0.5195	0.0794	0.0116	0.0012
-	-	0.0018	0.0172	0.0937	0.569	0.9564	1.2873	1.5735	1.8019	1.9775	2.1002	2.1858	2.2046	2.1507	2.0202	1.7974	1.5199	1.2089	0.8834	0.5262	0.0871	0.0161	0.0017	-
-	-	-	0.0022	0.0177	0.0891	0.501	0.7755	1.069	1.311	1.5071	1.6443	1.7217	1.731	1.6668	1.5249	1.3074	1.0427	0.7385	0.4689	0.0828	0.0164	0.002	-	-
-	-	-	-	0.0019	0.0135	0.0502	0.1125	0.5345	0.765	0.9793	1.1213	1.1923	1.1965	1.1311	0.9869	0.7639	0.5259	0.1085	0.0472	0.0125	0.0018	-	-	-
-	-	-	-	-	0.0012	0.0056	0.016	0.0523	0.1042	0.4489	0.5825	0.6372	0.6389	0.5864	0.452	0.1044	0.0516	0.0155	0.0053	0.0011	-	-	-	-
-	-	-	-	-	-	-	0.0016	0.0069	0.0184	0.0541	0.0725	0.0797	0.0799	0.073	0.0545	0.0184	0.0068	0.0016	-	-	-	-	-	-
-	-	-	-	-	-	-	-	-	0.001	0.0036	0.0049	0.0054	0.0054	0.0049	0.0036	0.001	-	-	-	-	-	-	-	-

Tableau 4.3: Distribution de flux neutronique final pour le croisement 19

-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	0.0001	0.0002	0.0003	0.0002	0.0004	0.0003	0.0002	0.0001	-	-	-	-	-	-	-	-	-
-	-	-	-	-	-	-	-	0.0003	0.0007	0.0542	0.067	0.1344	0.1094	0.1725	0.1298	0.0933	0.0895	0.0011	0.0003	-	-	-	-	-	-	-
-	-	-	-	-	0.0002	0.0004	0.0588	0.0814	0.1522	0.5479	0.68	0.7329	0.7149	0.6611	0.5279	0.1988	0.1331	0.0703	0.0004	0.0001	-	-	-	-	-	-
-	-	-	-	0.0004	0.0594	0.061	0.2376	0.614	0.8589	1.0651	1.2044	1.2716	1.267	1.1969	1.0488	0.8242	0.5763	0.1522	0.0457	0.0471	0.0003	-	-	-	-	-
-	-	-	0.0004	0.0658	0.233	0.5413	0.814	1.1232	1.3772	1.5758	1.7125	1.7872	1.7917	1.7232	1.5772	1.3559	1.089	0.7954	0.5273	0.1798	0.0566	0.0004	-	-	-	
-	-	0.0003	0.0746	0.1748	0.5932	0.9821	1.3184	1.6143	1.8503	2.0291	2.152	2.2361	2.2519	2.1948	2.061	1.8353	1.556	1.2457	0.9181	0.5613	0.2041	0.0817	0.0004	-	-	
-	0.0001	0.0328	0.1239	0.5931	1.0093	1.4137	1.7654	2.0427	2.2459	2.3904	2.4705	2.5761	2.6056	2.5675	2.4747	2.2351	1.943	1.6292	1.2884	0.9336	0.544	0.1454	0.0398	0.0002	-	
-	0.0004	0.0714	0.5006	0.9341	1.3835	1.8043	2.1705	2.4372	2.6048	2.7146	2.7703	2.8655	2.8949	2.8672	2.7976	2.5893	2.3278	2.0195	1.662	1.2921	0.8737	0.4608	0.0743	0.0005	-	
-	0.0011	0.1348	0.695	1.2078	1.6966	2.1308	2.4759	2.7357	2.9032	2.9711	3.0296	3.0806	3.095	3.0662	2.9943	2.8776	2.6589	2.3695	2.0225	1.6087	1.145	0.6599	0.1167	0.0011	-	
0.0002	0.1019	0.2886	0.8417	1.4166	1.9331	2.38	2.6875	2.9293	3.0899	3.1505	3.2016	3.2335	3.2372	3.2083	3.1456	3.0582	2.8683	2.606	2.2916	1.8535	1.3552	0.8067	0.289	0.1087	0.0002	
0.0004	0.1797	0.4791	1.0251	1.5826	2.0912	2.5217	2.7681	2.9899	3.1505	3.2422	3.2916	3.3116	3.3085	3.2815	3.2235	3.1178	2.9412	2.7055	2.4478	2.018	1.5203	0.9836	0.4615	0.1716	0.0004	
0.0005	0.2273	0.5901	1.1375	1.6782	2.168	2.5845	2.8203	3.0474	3.2121	3.3045	3.3389	3.341	3.3321	3.3139	3.2773	3.1811	3.01	2.7749	2.5219	2.0975	1.6105	1.0902	0.5656	0.2091	0.0005	
0.0005	0.2124	0.63	1.1773	1.6969	2.1546	2.5614	2.8292	3.0993	3.2727	3.3506	3.3488	3.3147	3.2988	3.2972	3.3164	3.2448	3.0731	2.8085	2.5069	2.0822	1.613	1.1266	0.6053	0.2371	0.0005	
0.0004	0.1695	0.6376	1.1793	1.697	2.1541	2.5608	2.8286	3.0988	3.2723	3.3501	3.3484	3.3143	3.2984	3.2969	3.3162	3.2447	3.0732	2.8088	2.5073	2.0826	1.6133	1.1269	0.605	0.2183	0.0005	
0.0004	0.1897	0.5926	1.1384	1.677	2.166	2.5825	2.8186	3.046	3.2107	3.3032	3.3376	3.3397	3.3309	3.313	3.2767	3.1809	3.0102	2.7756	2.523	2.0987	1.6114	1.0909	0.5672	0.1947	0.0004	
0.0003	0.1519	0.4841	1.0234	1.5788	2.0871	2.5182	2.7655	2.9877	3.1484	3.2401	3.2893	3.3093	3.3064	3.2798	3.2224	3.1174	2.9416	2.7067	2.4497	2.02	1.5214	0.9827	0.4583	0.1533	0.0003	
0.0002	0.1208	0.3182	0.8335	1.4082	1.9265	2.3754	2.6843	2.9267	3.0872	3.1475	3.1984	3.2301	3.2341	3.2057	3.1438	3.0575	2.8688	2.6078	2.2945	1.8567	1.3569	0.803	0.283	0.1207	0.0002	
-	0.0012	0.1436	0.6817	1.1945	1.6879	2.126	2.4732	2.7335	2.9004	2.9676	3.0254	3.076	3.0906	3.0625	2.9916	2.8764	2.6593	2.3717	2.0265	1.614	1.1501	0.6618	0.1048	0.0009	-	
-	0.0005	0.0788	0.4773	0.9141	1.3744	1.8015	2.1702	2.4365	2.6023	2.7103	2.7649	2.8593	2.8889	2.862	2.7938	2.5875	2.328	2.0218	1.6669	1.3001	0.8834	0.4699	0.0889	0.0006	-	
-	0.0003	0.0646	0.2311	0.5677	1.0061	1.4172	1.7707	2.0449	2.2437	2.3848	2.4631	2.5678	2.5975	2.5605	2.4695	2.2324	1.9425	1.6305	1.2932	0.944	0.559	0.1365	0.0613	0.0003	-	
-	-	0.0005	0.0849	0.1877	0.6123	0.9965	1.3335	1.6203	1.847	2.021	2.1417	2.225	2.2414	2.1855	2.0544	1.832	1.5549	1.244	0.9199	0.5722	0.2082	0.0502	0.0003	-	-	
-	-	-	0.0004	0.0514	0.1264	0.555	0.8454	1.1318	1.3683	1.5627	1.6982	1.7731	1.7787	1.7111	1.5693	1.3534	1.0909	0.7894	0.5201	0.1415	0.0576	0.0003	-	-	-	
-	-	-	-	0.0003	0.0605	0.1052	0.1769	0.6155	0.8311	1.0445	1.1856	1.2545	1.2528	1.18	1.0393	0.8244	0.5967	0.2353	0.1108	0.028	0.0003	-	-	-	-	
-	-	-	-	-	0.0002	0.0006	0.0522	0.0708	0.1808	0.5266	0.6584	0.7139	0.7063	0.6341	0.5156	0.2003	0.0952	0.0442	0.0006	0.0001	-	-	-	-	-	
-	-	-	-	-	-	-	0.0002	0.0006	0.0495	0.0675	0.1401	0.1379	0.139	0.2223	0.0887	0.0826	0.0008	0.0002	-	-	-	-	-	-	-	
-	-	-	-	-	-	-	-	-	0.0001	0.0001	0.0003	0.0003	0.0003	0.0005	0.0002	0.0001	-	-	-	-	-	-	-	-	-	

Tableau 4.4: Variation du flux neutronique par canal

-	-	-	-	-	-	-	-	-	-0.0009	-0.0035	-0.0046	-0.0052	0.005	-0.0046	-0.0034	-0.0008	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
-	-	-	-	-	-	-	-	-0.0014	-0.0062	0.0359	0.0128	0.0619	0.0297	0.0926	0.0569	0.0388	0.0711	-0.0057	-0.0013	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
-	-	-	-	-	-0.001	-0.0051	0.0429	0.0291	0.048	0.0991	0.0975	0.0957	0.0761	0.0747	0.0759	0.0944	0.0815	0.0548	-0.0048	-0.001	-	-	-	-	-	-	-	-	
-	-	-	-	-0.0015	0.046	0.0108	0.1251	0.0795	0.0939	0.0858	0.0831	0.0794	0.0705	0.0658	0.0619	0.0603	0.0503	0.0437	0.0015	0.0345	-0.0015	-	-	-	-	-	-	-	
-	-	-	-0.0017	0.0481	0.1439	0.0403	0.0385	0.0542	0.0662	0.0688	0.0682	0.0655	0.0606	0.0563	0.0523	0.0485	0.0463	0.0569	0.0584	0.097	0.0402	-0.0016	-	-	-	-	-	-	
-	-	-0.0015	0.0573	0.0811	0.0242	0.0258	0.0311	0.0408	0.0484	0.0516	0.0519	0.0503	0.0473	0.0441	0.0409	0.0379	0.0361	0.0368	0.0347	0.0351	0.117	0.0656	-0.0013	-	-	-	-	-	
-	-0.0011	0.0205	0.0396	0.04	0.0227	0.0217	0.0243	0.0289	0.0329	0.0349	0.0348	0.0342	0.0324	0.0302	0.028	0.0253	0.0231	0.0219	0.02	0.0182	0.0246	0.066	0.0282	-0.001	-	-	-	-	
-	-0.0049	0.0283	0.0441	0.0267	0.0179	0.0154	0.0159	0.0176	0.0192	0.02	0.0197	0.0194	0.0182	0.0165	0.0148	0.0125	0.0108	0.0096	0.0086	0.0088	0.0125	0.0261	0.0334	-0.0046	-	-	-	-	
-	-0.0077	0.0676	0.024	0.0125	0.0081	0.0063	0.006	0.0064	0.0069	0.007	0.0067	0.0062	0.0052	0.0039	0.0024	0.0007	-0.0007	-0.0016	-0.002	-0.001	0.0032	0.018	0.0524	-0.0074	-	-	-	-	
-0.0009	0.082	0.1748	-0.0053	-0.0042	-0.0033	-0.0035	-0.0036	-0.0037	-0.0037	-0.0038	-0.0042	-0.0047	-0.0056	-0.0068	-0.0081	-0.0094	-0.0105	-0.0113	-0.0118	-0.0115	-0.0109	-0.0071	0.1795	0.0895	-0.0008	-	-	-	-
-0.0034	0.123	0.0085	-0.011	-0.0118	-0.0116	-0.0116	-0.0115	-0.0116	-0.0119	-0.0123	-0.0126	-0.0131	-0.0139	-0.0149	-0.016	-0.0171	-0.0179	-0.0185	-0.0193	-0.0189	-0.0178	-0.0143	0.0082	0.117	-0.0033	-	-	-	-
-0.0045	0.153	-0.0073	-0.0156	-0.0165	-0.0168	-0.0171	-0.017	-0.0174	-0.0178	-0.0181	-0.0184	-0.0188	-0.0195	-0.0204	-0.0216	-0.0225	-0.0231	-0.0235	-0.0241	-0.0235	-0.0223	-0.02	-0.0102	0.1375	-0.0044	-	-	-	-
-0.005	0.1322	-0.0096	-0.0166	-0.0183	-0.0192	-0.0198	-0.0199	-0.0206	-0.0212	-0.0214	-0.0214	-0.0216	-0.0222	-0.0232	-0.0246	-0.0255	-0.0259	-0.0258	-0.0258	-0.0251	-0.024	-0.0225	-0.0132	0.1597	-0.0047	-	-	-	-
-0.0051	0.0892	-0.0019	-0.0146	-0.0182	-0.0197	-0.0204	-0.0205	-0.0211	-0.0216	-0.0218	-0.0219	-0.022	-0.0226	-0.0235	-0.0247	-0.0255	-0.0258	-0.0256	-0.0255	-0.0247	-0.0237	-0.0222	-0.0135	0.1409	-0.0048	-	-	-	-
-0.0046	0.1154	-0.0049	-0.0146	-0.0176	-0.0188	-0.0191	-0.0187	-0.0188	-0.0191	-0.0195	-0.0198	-0.0202	-0.0207	-0.0214	-0.0222	-0.0227	-0.0228	-0.0228	-0.023	-0.0224	-0.0214	-0.0193	-0.0085	0.1231	-0.0044	-	-	-	-
-0.0034	0.0952	0.0135	-0.0127	-0.0157	-0.0156	-0.0151	-0.0142	-0.0139	-0.0141	-0.0145	-0.015	-0.0155	-0.0161	-0.0167	-0.0172	-0.0175	-0.0176	-0.0174	-0.0174	-0.017	-0.0168	-0.0152	0.005	0.0987	-0.0033	-	-	-	-
-0.0009	0.1009	0.2043	-0.0134	-0.0126	-0.01	-0.0082	-0.0069	-0.0063	-0.0064	-0.0069	-0.0075	-0.0081	-0.0088	-0.0094	-0.0099	-0.0102	-0.01	-0.0095	-0.0089	-0.0083	-0.0092	-0.0109	0.1735	0.0106	-0.0008	-	-	-	-
-	-0.0076	0.0764	0.0107	-0.0007	-0.0006	0.0014	0.0032	0.0041	0.004	0.0033	0.0024	0.0015	0.0008	0.0001	-0.0003	-0.0006	-0.0003	0.0005	0.002	0.0044	0.0083	0.0199	0.0406	-0.0075	-	-	-	-	-
-	-0.0048	0.0357	0.0209	0.0067	0.0088	0.0126	0.0156	0.0168	0.0166	0.0156	0.0142	0.0132	0.0121	0.0113	0.0109	0.0106	0.0109	0.0118	0.0135	0.0168	0.0222	0.0352	0.0479	-0.0045	-	-	-	-	-
-	-0.001	0.0523	0.1468	0.0146	0.0194	0.0251	0.0296	0.031	0.0306	0.0293	0.0274	0.0259	0.0244	0.0231	0.0228	0.0225	0.0226	0.0232	0.0248	0.0286	0.0396	0.0571	0.0497	-0.0009	-	-	-	-	-
-	-	-0.0014	0.0676	0.094	0.0433	0.0401	0.0462	0.0468	0.0451	0.0434	0.0415	0.0393	0.0368	0.0348	0.0343	0.0346	0.035	0.0351	0.0364	0.046	0.1211	0.0341	-0.0014	-	-	-	-	-	-
-	-	-	-0.0017	0.0337	0.0373	0.054	0.0699	0.0628	0.0573	0.0556	0.0539	0.0514	0.0477	0.0442	0.0443	0.046	0.0481	0.0509	0.0512	0.0587	0.0412	-0.0017	-	-	-	-	-	-	-
-	-	-	-	-0.0016	0.047	0.0549	0.0644	0.081	0.0661	0.0652	0.0644	0.0622	0.0563	0.0489	0.0524	0.0605	0.0708	0.1268	0.0635	0.0155	-0.0015	-	-	-	-	-	-	-	-
-	-	-	-	-	-0.001	-0.005	0.0362	0.0185	0.0766	0.0778	0.0759	0.0767	0.0675	0.0477	0.0635	0.096	0.0437	0.0287	-0.0046	-0.001	-	-	-	-	-	-	-	-	-
-	-	-	-	-	-	-	-0.0014	-0.0063	0.0311	0.0133	0.0676	0.0582	0.0591	0.1494	0.0342	0.0642	-0.006	-0.0014	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
-	-	-	-	-	-	-	-	-	-0.0009	-0.0035	-0.0046	-0.0051	-0.0051	-0.0044	-0.0034	-0.0009	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

Zones où on a réussi à diminuer le flux neutronique

Zones où on a réussi à augmenter le flux neutronique

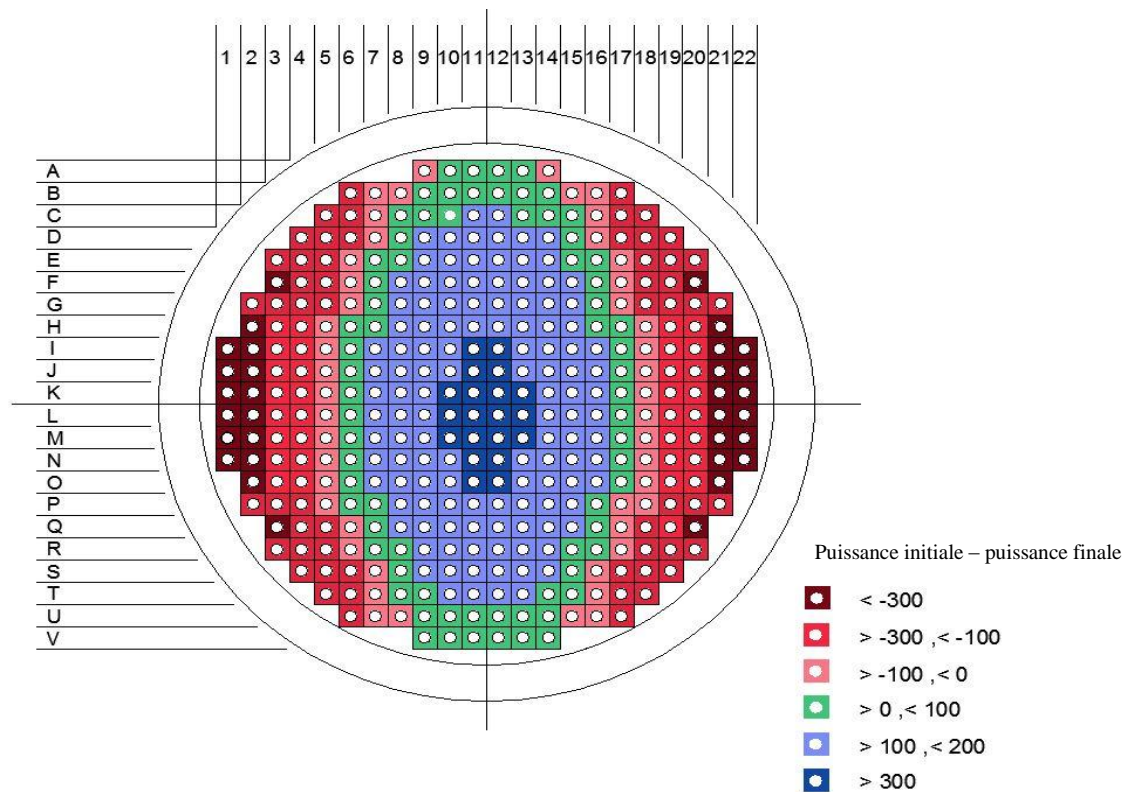


Figure 4-3: Représentation graphique de la distribution de la variation de puissance dans le réacteur par canal (en kW).

Selon le tableau 4.5, la figure 3-7 et la figure 4-3, on remarque bien qu'on a réussi à augmenter la puissance zonale à droite et à gauche du cœur de réacteur, par contre on observe aussi un manque à gagner en haut et en bas du cœur et que l'objectif fixé, qui est d'augmenter la puissance dans les canaux périphériques, n'a pas été atteint dans le haut et bas du réacteur. Ce résultat peut être expliqué; selon la figure 3-6, on peut constater que la quantité de métal insérée autour des zones de contrôle 3, 5, 10 et 12 est inférieure à celle insérée autour des zones droites et gauches du réacteur et donc la variation de puissance autour des zones citées plutôt ne peut atteindre l'objectif souhaité. Mais il reste à expliquer la raison pour laquelle l'insertion du métal en haut et en bas du réacteur a été disproportionnée; les deux algorithmes (tabou et génétique) nécessitent une fonction objectif afin de juger la validité de la modification, la fonction objectif choisie était une version de la fonction **des moindres carrés**. Cette dernière, selon sa définition, a pour objectif de diminuer l'écart de puissance entre les zones et essaie de les rapprocher de la valeur

moyenne. Or, on peut constater à la figure 3-7 que les valeurs des puissances zonales initiales sont déjà plus élevées que la valeur moyenne.

4.3 Gain en eau lourde

On a réussi à définir une nouvelle formule de réflecteur pour les réacteurs CANDU6. Comme on peut le voir dans la conclusion de l'article, le processus de métallisation nous a permis d'épargner plus que 30 % de la quantité initiale d'eau lourde utilisée dans le réacteur CANDU6. Si l'eau lourde constitue plus de 20 % du coût total de l'installation de ce type, nos résultats nous mènent à conclure que nous pouvons épargner plus de 6 % du coût total d'installation des CANDU6.

4.4 Améliorations à considérer

Notons bien que ces études sont encore au stade préliminaire et que notre approche doit être encore améliorée et étudiée plus en profondeur dans le but d'obtenir la meilleure formule absolue pour introduire le métal. Nous avons réussi à montrer que le principe d'introduction de métal dans le réflecteur est applicable, et peut faire épargner une somme assez importante lors de la construction de nouvelles centrales.

Il y a quelques points qui resteraient à améliorer dans notre recherche avant de conclure sur la faisabilité du projet :

- Optimiser la composition du métal afin qu'il soit mieux adapté aux réacteurs CANDU6
- Nous souhaitons définir une nouvelle fonction objectif qui peut prendre en considération plus de détails et propriétés concernant les réacteurs CANDU6
- réaliser de nouvelles études pour trouver la nouvelle teneur isotopique du réflecteur et appliquer cette caractéristique dans les nouveaux calculs.

CONCLUSION

L'objectif initial du projet a été atteint, notre modèle a montré que le réflecteur du réacteur nucléaire CANDU peut subir des modifications et peut être amélioré. Ce projet a donné naissance à une nouvelle approche pour l'utilisation de la théorie des perturbations généralisées. On a aussi montré que les algorithmes génétiques ainsi que l'algorithme tabou peuvent fournir un support assez important pour obtenir de bons résultats.

Il faut noter aussi que l'aplatissement de la distribution de flux neutronique a un effet direct sur la gestion du combustible et permet une meilleure utilisation de ce dernier.

Dans notre projet, on a choisi d'appliquer une procédure de remplacement basée sur une décomposition du réacteur en 14 zones de contrôle, il serait intéressant de définir une nouvelle décomposition du réacteur et d'analyser les résultats en les comparant à ceux obtenus dans ce mémoire.

Il serait intéressant de constater, d'ici quelques années, que de telles améliorations dans le réflecteur des réacteurs CANDU6 ont été déployées. Il serait formidable aussi de voir que notre travail a contribué dans la diminution de la quantité d'eau lourde. Cette manière de faire nous permettrait d'économiser en ressources financières et en ressource naturelle surtout que le coût environnemental de production d'eau lourde demeure assez important.

BIBLIOGRAPHIE

- [1] B. Davison, *Neutron Transport Theory*. London: Oxford University Press, 1957.
- [2] A. Gandini, "A Generalized perturbation Method for bi-linear Functionals of the Real Adjoint Fluxes," *Journal of Nuclear Energy*, vol. 21, pp. 755-765, 1967.
- [3] W. Stacey, "Variational estimates of reactivity worths and reaction rate ratios in critical nuclear reactors," *Nuclear Science and Engineering*, vol. 48, pp. 444-458, 1972
- [4] W. Stacey, *Variational Methods in Nuclear Reactor Physics*. New York: Academic Press, 1974.
- [5] D. Rozon, *Introduction à la Cinétique des Réacteurs Nucléaires*, Montréal : Édition de l'École Polytechnique de Montréal, 1992.
- [6] E. Varin, R. Roy, D. Rozon, and D. Brissette. "Generalized perturbation theory estimates of zone level response to refueling perturbations in a CANDU 600 reactor," *Advances in Nuclear Fuel Management II: Proceedings of the Topical Meeting*, Vol. (2), pp. 15.19-15.31, 1997.
- [7] R. Chambon, "Optimisation de la gestion du combustible dans les réacteurs CANDU refroidis à l'eau légère," Ph. D. École Polytechnique de Montréal, Québec, Canada, 2006.
- [8] A. Gandini, "Advances in Heuristically Based Generalized Perturbation Theory," In proceeding of the international Conference on Reactor Physics and Reactor Computation, Tel Aviv, 1994.
- [9] G. Pomraning, "Boundary Perturbation theory for Nonanalytic Perturbation," *Nuclear Science and Engineering*, vol. 59, pp. 187-189, 1976.
- [10] N. A. Barricelli, "Esempi numerici di processi di evoluzione," *Methods*, vol. 6, pp.45-68, 1954.
- [11] M. Dorigo, "Optimization, learning and natural algorithms," Ph.D. Politecnico di Milano, 1991.

- [12] F. Glover, "New Approaches for Heuristic Search: A Bilateral Linkage with Artificial Intelligence," *European journal of operational research*, vol. 39, no. 2, pp. 119, 1989.
- [13] J. H. Holland, "Adaptation in Natural and Artificial Systems," Cambridge, MA: MIT Press. , 1975/1992.
- [14] A. F. Henry, *Nuclear-Reactor Analysis*. The MIT Press, 1975.
- [15] T. J. Downar and Y.J. Kin, "A reverse depletion method for pressurized water reactor core reload design," *Nucl. Tech*, Vol 73, pp. 42, 1986
- [16] T. Courau, "Application de la théorie des perturbations généralisées aux calculs de cellules utilisant la méthode des probabilités de collision," PH. D. École Polytechnique de Montréal, Québec, Canada, 2001.
- [17] S. Allaoui, "Étude du rechargement optimal d'un réacteur CANDU : développement du code OPTEX-2d," PH. D. École Polytechnique de Montréal, Québec, Canada, 1985.
- [18] R. V. Meghreblian, D. K. Holmes, *Reactor Analysis*, MCGRAW-HILL BOOK COMPANY, INC. 1960.
- [19] C. Sandrin, "Modélisation neutronique du réflecteur pour le calcul des cœurs des réacteurs nucléaires à eau pressurisée. Application à l'EPR". Ph. D. Université Paris-Sud 11, France, 2010.
- [20] E. Varin, A. Hébert, and R. Roy, *A user guide for DONJON 3.01*, report IGE-208 Rev 4, École Polytechnique de Montréal, Canada, 2005.
- [21] E. Varin, and A. Hébert, *Data structures of DONJON Version 3.00 rev C*, technical report IGE-226 Rev 2, École Polytechnique de Montréal, Canada, 2004.
- [22] G. Marleau, A. Hébert and R. Roy. *A user guide for DRAGON 3.06*, report IGE-174 Rev 7, École Polytechnique de Montréal. Canada, 2008.
- [23] A. Hébert, "TRIVAC- A Modular diffusion Code for fuel management and design application," *Nucl. J. of CANADA*, Vol. 1(4), pp. 325-331, 1987.

- [24] P. Rhéaume, “Projet D2G2: Prototype d’optimisation de la chaîne de calcul DRAGON-DONJON,” M.Sc.A. École Polytechnique de Montréal, Québec, Canada, 2005.
- [25] Principes fondamentaux des réacteurs CANDU :
<http://canteach.candu.org/library/20060300.pdf> , 10 mai 2011.

ANNEXE 1 – LES QUATRE GÉOMÉTRIES DE DÉPART

Dans les différentes géométries utilisées durant le projet, les plans de 1, 2, 11, et 12 sont toujours les mêmes et ils sont tous identiques au plan suivant :

```

0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0
0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 2 2 2 2 2 2 0 0 0 0 0 0 0 0 0
0 0 0 0 0 0 0 2 2 2 1 1 1 1 1 1 2 2 2 0 0 0 0 0 0 0
0 0 0 0 0 0 2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 0 0 0 0 0 0 0
0 0 0 0 0 2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 0 0 0 0 0 0
0 0 0 0 2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 0 0 0 0 0
0 0 0 2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 0 0 0 0
0 0 0 2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 0 0 0
0 0 2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 0 0
0 0 2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 0 0
0 2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 0
0 2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 0
0 2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 0
0 2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 0
0 2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 0
0 0 2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 0 0
0 0 2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 0 0
0 0 0 2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 0 0 0
0 0 0 2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 0 0 0
0 0 0 0 2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 0 0 0 0
0 0 0 0 0 2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 0 0 0 0
0 0 0 0 0 0 2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 0 0 0 0
0 0 0 0 0 0 0 2 2 2 1 1 1 1 1 1 1 2 2 2 0 0 0 0 0 0 0 0
0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 2 2 2 2 2 2 2 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0
0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0

```

Pour les plans de 3 à 10, ces derniers ont été modifiés dépendamment de la simulation en question. Notons que ces plans sont identiques au départ de chaque simulation.

Géométrie initiale

```

0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 2 2 2 2 2 2 2 2 0 0 0 0 0 0 0 0 0
0 0 0 0 0 0 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 0 0 0 0 0 0 0
0 0 0 0 0 2 2 2 2 2 1 1 1 1 1 1 2 2 2 2 0 0 0 0 0
0 0 0 0 2 2 2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 2 2 0 0 0 0
0 0 0 2 2 2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 2 2 0 0 0
0 0 2 2 2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 2 2 0 0
0 0 2 2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 2 0 0
0 2 2 2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 2 2 0
0 2 2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 2 0
2 2 2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 2 2
2 2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 2
2 2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 2
2 2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 2
2 2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 2
2 2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 2
2 2 2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 2 2
0 2 2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 2 0
0 2 2 2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 2 2 0
0 0 2 2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 2 0 0
0 0 2 2 2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 2 2 0 0
0 0 0 2 2 2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 2 2 0 0 0
0 0 0 0 2 2 2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 2 2 0 0 0 0
0 0 0 0 0 2 2 2 2 2 1 1 1 1 1 1 2 2 2 2 0 0 0 0 0
0 0 0 0 0 0 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 0 0 0 0 0 0
0 0 0 0 0 0 0 0 0 2 2 2 2 2 2 2 2 0 0 0 0 0 0 0

```

4 nouvelles géométries

Tableau A1-1 nouvelle géométrie pour la recherche Tabou

7%	79%
0 0 0 0 0 0 0 0 0 6 6 6 6	5 5 5 5 0 0 0 0 0 0 0 0
0 0 0 0 0 0 6 6 6 2 2 2 2	2 2 2 2 5 5 5 0 0 0 0 0
0 0 0 0 0 6 2 2 2 2 1 1 1	1 1 1 2 2 2 2 5 0 0 0 0
0 0 0 0 6 2 2 1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1 2 2 5 0 0 0
0 0 0 6 2 2 1 1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1 1 2 2 5 0 0
0 0 6 2 2 1 1 1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1 1 1 2 2 5 0
0 0 6 2 1 1 1 1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 5 0
0 6 2 2 1 1 1 1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 2 5
0 6 2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 5
6 2 2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 5
6 2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 5
6 2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 5

94%	100%
4 2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 3
4 2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 3
4 2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 3
4 2 2 1 1 1 1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 2 3
0 4 2 1 1 1 1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 3 0
0 4 2 2 1 1 1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 2 3 0
0 0 4 2 1 1 1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 3 0 0
0 0 4 2 2 1 1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1 1 1 2 2 3 0 0
0 0 0 4 2 2 1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1 1 2 2 3 0 0 0
0 0 0 0 4 2 2 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1 2 2 3 0 0 0 0
0 0 0 0 0 4 2 2 2 1 1 1	1 1 1 2 2 2 2 3 0 0 0 0 0
0 0 0 0 0 0 4 4 4 2 2 2	2 2 2 2 3 3 3 0 0 0 0 0 0
0 0 0 0 0 0 0 0 4 4 4 4	3 3 3 3 0 0 0 0 0 0 0 0 0

NB : le 1/4 du plan est représentatif vu que les plans sont symétriques selon xx' et yy'

ANNEXE 2 – MODÉLE DRAGON

```

*-----
* TEST CASE TCWU05
* CANDU-6 ANNULAR CELL
* iaea WLUP Library
* POWER (KW) = 615.00000
* BURN POWER (KW/KG) = 31.97130
* URANIUM MASS = 19.23600
* UO2 REAL DENSITY = 10.59300
* UO2 EFF DENSITY = 10.43750
* UO2 TEMPERATURE = 941.28998
* ENRICHMENT = 0.71140
* COOLANT D2 AT % = 99.222
* MODERATOR D2 AT % = 99.911
* NUMBER OF DAYS = 50
*
*-----
* Define variables and initialize
* Burnup paremeters
* a) Power
* = 31.9713 kw/kg for 0.0 to 300.0 days
* b) Burnup time interval Delt
* = 1 day for 0 to 1 day
* = 4 days for 1 to 5 days
* = 5 days for 5 to 10 days
* = 10 days for 10 to 50 days
* = 20 days for 50 to 150 days
* = 50 days for 150 to 300 days
* c) Days with burnup interval changes
* = 1.0, 5.0, 10.0, 50.0, 150.0 and 300.0 days
* d) Burnup control time variables Timei, Timef
* Timei = initial time
* Timef = final time
*
*-----
REAL
    Power    Delt Timec Timei Timef :=
    31.9713  1.0  1.0  0.0  0.0 ;
*-----
* Define STRUCTURES and MODULES used
*-----
LINKED_LIST
    LIBRARY CANDU6S CANDU6F VOLMATS VOLMATF PIJ FLUX BURNUP EDITION
    COMPO1 COMPO2 COMPO3 COMPO100 COMPO94 COMPO79 COMPO7 EDITION100
    EDITION94 EDITION79 EDITION7 EDITION2 ;
SEQ_BINARY
    INTLINS INTLINF ;
SEQ_ASCII
    fuel mode reflector100 reflector94 reflector79 reflector7
    modérateur ;
MODULE
    GEO: EXCELT: SHI: ASM: FLU: EVO: EDI: CPO:
    DELETE: END: ;
*-----
* Depletion data from file iaea format WIMSD4
* Microscopic cross sections from file iaea format WIMSD4
*-----

```

```

PROCEDURE TCWU05Lib ;
INTEGER   iedit := 1 ;
LIBRARY   := TCWU05Lib :: <<iedit>> ;
*-----
*   Geometry CANDU6S : 13 regions annular cluster for self-shielding
*           CANDU6F : 31 regions annular cluster for transport
*-----
CANDU6S := GEO: :: TUBE 5
R+ REFL RADIUS  0.00000 5.16890 5.60320  6.44780 6.58750 16.12171
MIX  1 2 3 4 5
CLUSTER ROD1 ROD2 ROD3 ROD4 ROD5 ROD6 ROD7 ROD8
::: ROD1 := GEO: TUBE 2 MIX 6 10 NPIN  1 RPIN 0.0000 APIN 0.0000
    RADIUS 0.00000 0.6122 0.6540 ;
::: ROD2 := GEO: ROD1  MIX 7 10 NPIN  6 RPIN 1.4885 APIN 0.0000 ;
::: ROD3 := GEO: ROD1  MIX 8 10 NPIN 12 RPIN 2.8755 APIN 0.261799 ;
::: ROD4 := GEO: ROD1  MIX 9 10 NPIN 18 RPIN 4.3305 APIN 0.0 ;
::: ROD5 := GEO: TUBE 1 MIX 11 NPIN  1 RPIN 16.02161 APIN 0.0000
    RADIUS 0.00000 0.05 ;
::: ROD6 := GEO: ROD5 MIX 13 NPIN 1 RPIN 16.02161 APIN 3.141592 ;
::: ROD7 := GEO: ROD5 MIX 14 NPIN 1 RPIN 16.02161 APIN 4.712388 ;
::: ROD8 := GEO: ROD5 MIX 15 NPIN 1 RPIN 16.02161 APIN 1.570796 ;
;

CANDU6F := GEO: CANDU6S :: SPLITR 6 1 1 1 10
::: ROD1 := GEO: ROD1 SPLITR 2 1 ;
::: ROD2 := GEO: ROD2 SPLITR 2 1 ;
::: ROD3 := GEO: ROD3 SPLITR 2 1 ;
::: ROD4 := GEO: ROD4 SPLITR 2 1 ;
::: ROD5 := GEO: ROD5 SPLITR 1 ;
::: ROD6 := GEO: ROD6 SPLITR 1 ;
::: ROD7 := GEO: ROD7 SPLITR 1 ;
::: ROD8 := GEO: ROD8 SPLITR 1 ;
;
*-----
*   Self-Shielding calculation EXCEL
*   Transport calculation      EXCEL
*   Flux calculation for keff
*-----
VOLMATS INTLINS := EXCELT: CANDU6S ::
    TITLE 'TCWU05: CANDU-6 ANNULAR POWER= 31.971 FUEL TEMP= 941.29'
    EDIT 0 MAXR 17 TRAK TISO 5 10.0 ;
LIBRARY := SHI: LIBRARY VOLMATS INTLINS ::
    EDIT 0 ;
Geo.ps := PSP: VOLMATS :: TYPE MIXTURES ;
VOLMATF INTLINF := EXCELT: CANDU6F ::
    TITLE 'TCWU05: CANDU-6 ANNULAR POWER= 31.971 FUEL TEMP= 941.29'
    EDIT 0 MAXR 35 TRAK TISO 5 10.0 ;
PIJ := ASM: LIBRARY VOLMATF INTLINF :: ;
FLUX := FLU: PIJ LIBRARY VOLMATF ::
    TYPE K ;

EDITION2 := EDI: FLUX LIBRARY VOLMATF ::
COND 4 MERGE MIX 0 0 0 0 0 0 0 0 0 1
SAVE ON 'EDITMOD2' ;

```

```

EDITION100 := EDI: FLUX LIBRARY VOLMATF ::
  COND 4 MERGE MIX 0 0 0 0 1
  SAVE ON 'EDITMOD1' ;

EDITION79 := EDI: FLUX LIBRARY VOLMATF ::
  COND 4.0 MERGE MIX 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 1
  SAVE ON 'EDITMOD8' ;

EDITION94 := EDI: FLUX LIBRARY VOLMATF ::
  COND 4.0 MERGE MIX 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 1
  SAVE ON 'EDITMOD9' ;

EDITION7 := EDI: FLUX LIBRARY VOLMATF ::
  COND 4.0 MERGE MIX 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 1
  SAVE ON 'EDITMOD7' ;

EDITION := EDI: FLUX LIBRARY VOLMATF ::
  COND 4.0 MERGE MIX 0 0 0 0 1 0 0 0 0 0 SAVE ON 'EDITMOD' ;
EDITION := EDI: EDITION FLUX LIBRARY VOLMATF ::
  COND 4.0 MERGE COMP MICR 1 Xe135 SAVE ;
*-----
* Burnup loop: for first step BURNUP is created
* while for other steps it is modified
*-----
WHILE Timei Timec < DO
  EVALUATE Timef := Timei Delt + ;
  IF Timei 0.0 = THEN
    BURNUP LIBRARY := EVO: LIBRARY FLUX VOLMATF ::
      DEPL <<Timei>> <<Timef>> DAY POWR <<Power>> ;
  ELSE
    BURNUP LIBRARY := EVO: BURNUP LIBRARY FLUX VOLMATF ::
      DEPL <<Timei>> <<Timef>> DAY POWR <<Power>> ;
  ENDIF ;
  LIBRARY := SHI: LIBRARY VOLMATS INTLINS ::
    EDIT 0 ;
  PIJ := DELETE: PIJ ;
  PIJ := ASM: LIBRARY VOLMATF INTLINF :: ;
  FLUX := FLU: FLUX PIJ LIBRARY VOLMATF ::
    TYPE K ;
  EDITION := EDI: EDITION FLUX LIBRARY VOLMATF ::
    SAVE ;
  EDITION100 := EDI: EDITION100 FLUX LIBRARY VOLMATF ::
    SAVE ;
  EDITION94 := EDI: EDITION94 FLUX LIBRARY VOLMATF ::
    SAVE ;
  EDITION79 := EDI: EDITION79 FLUX LIBRARY VOLMATF ::
    SAVE ;
  EDITION7 := EDI: EDITION7 FLUX LIBRARY VOLMATF ::
    SAVE ;
*-----
* change delta t for burnup and final time if required
*-----
  IF Timef Timec = THEN
    IF Timec 150.0 = THEN
      EVALUATE Delt Timec := 50.0 300.0 ;

```

```

ENDIF ;
IF Timec 50.0 = THEN
    EVALUATE Delt Timec := 20.0 150.0 ;
ENDIF ;
IF Timec 10.0 = THEN
    EVALUATE Delt Timec := 10.0 50.0 ;
ENDIF ;
IF Timec 5.0 = THEN
    EVALUATE Delt Timec := 5.0 10.0 ;
ENDIF ;
IF Timec 1.0 = THEN
    EVALUATE Delt Timec := 4.0 5.0 ;
ENDIF ;
ENDIF ;
EVALUATE Timei := Timef ;
ENDWHILE ;
*-----
*   Save calculation results in CPO format file
*-----
COMPO1 := CPO: BURNUP EDITION ::
    BURNUP REF-CASE EXTRACT Xe135 Xe135  NAME MIXTRXE ;
fuel := COMPO1 ;
COMPO2 := CPO: EDITION ::
    STEP 'EDITMOD' NAME MIXTMOD ;
mode := COMPO2 ;
COMPO100 := CPO: EDITION100 ::
    STEP 'EDITMOD1' NAME MIXTMOD ;
reflector100 := COMPO100 ;

COMPO94 := CPO: EDITION94 ::
    STEP 'EDITMOD9' NAME MIXTMOD ;
reflector94 := COMPO94 ;

COMPO79 := CPO: EDITION79 ::
    STEP 'EDITMOD8' NAME MIXTMOD ;
reflector79 := COMPO79 ;

COMPO7 := CPO: EDITION7 ::
    STEP 'EDITMOD7' NAME MIXTMOD ;
reflector7 := COMPO7 ;

COMPO3 := CPO: EDITION2 ::
    STEP 'EDITMOD2' NAME MIXTMOD ;
moderateur := COMPO3 ;

INTLINF INTLINS := DELETE: INTLINF INTLINS ;
END: ;
QUIT "LIST" .

```

ANNEXE 3 – MODÉLE DONJON

```

!*****
!* Calcul DONJON a l'équilibre du rechargement a deux (2) zones **
!* **
!* Détermination du burnup moyen de sortie pour un cœur **
!* avec des grappes quelconques provenant de fnat **
!* Options: **
!* 1- Rapport B1/B2 (B1 zone centrale, B2 zone périphérique) **
!* 2- Position des BC **
!*****
!* B.Dionne (03/04/2001) **
!* E.Varin (23/02/2004) **
!* M.MAHJOUB (23/02/2011) **
!*****
PROCEDURE Pburncal Pcalflu Pinidet ;

MODULE          END:    CRE:    FLXAXC: REFUEL: INIMAC: SURVEY:
                POWER: FLUNRM: DETUTL: DETECT: SORPZC: DELTA:
                FOBJCT: GPTFLU: GPTSRC: QLPUTL: DELPOW: ;

SEQ_ASCII fnat van ;

LINKED_LIST NFUEL G23D2 INDEX MACRO DEVICE PROCEDE RESEAU TAB ;
LINKED_LIST MACRO2 MACRES FLUX TRACK MACOLD SYSTEM SYSTM0 OPTIM
                DETEC VAN POW ;
LINKED_LIST GPTOP GPTPZC DFLUX DFLUXPZC ;

!* Declaration des variables
!*****
REAL Rapport BCinout ;
INTEGER Maxreg ;
REAL B1 B2 ;
STRING      Refl ;
REAL        Xfacc Xfacp ;
REAL        Keff ;
INTEGER      iter := 1 ;
REAL        Precf := 1.E-6 ;

!* Parametres de controle de la simulation
!*****
EVALUATE Rapport := 0.8 ; ! Rapport B1 / B2
EVALUATE BCinout := 1.0 ; ! BC entrees = 1.0, BC sorties = 0.0
EVALUATE Maxreg  := 27700 ; ! nombre de regions dans la geometrie

!* GET NUCLEAR PROPRIETIES FROM COMPO
!*****
NFUEL := fnat ;
!!! PROCEDURE : PBURNCAL *****
!*****
G23D2 INDEX MACRO DEVICE PROCEDE RESEAU TAB
                Pburncal NFUEL :: <<Rapport>> <<BCinout>> <<Maxreg>>
;
EVALUATE Refl  := "REFL-SIGF" ;
EVALUATE Xfacc := 1. ;
EVALUATE Xfacp := 2. ;

```

```

!!! CRE *****
!* BURNUP PROPRIETIES
!*****
MACRES := CRE: TAB RESEAU ::
    EDIT 0
    READ
    TABLE TAB MIX 1 'NATURAL'
    BURNUP TAVGC ENDMIX
;

!!! INIMAC : *****
!*****
MACRO2 := INIMAC: INDEX MACRO MACRES
;

!!! PROCEDURE : PCALFLU *****
!* Calcul du flux pour la repartition convergee du burnup
!*****
SYSTEM FLUX MACOLD TRACK := Pcalflu MACRO2 DEVICE G23D2 ::
    <<iter>> <<Maxreg>> <<Refl>> <<Xfacc>> <<Xfacp>> <<Precf>>
;

!* SAVING INFORMATIONS
!*****
SEQ_ASCII saSYSTEM ;
saSYSTEM := SYSTEM ;

SEQ_ASCII saTRACK ;
saTRACK := TRACK ;

!!! FLXAXC : *****
!*****
RESEAU := FLXAXC: RESEAU FLUX TRACK INDEX MACRES :: AXIAL COMP
;

!!! POWER *****
!* Calcul de la repartition de la puissacne dans le reacteur
!*****
RESEAU := POWER: RESEAU MACRES ::
    EDIT 2 POWER 2061.4 FSTH 0.946 TCOMB
;

!!! SURVEY : *****
!*****
RESEAU := SURVEY: RESEAU ::
    EDIT 1 POW-CONTR
;

!* SAVING INFORMATIONS
!*****
SEQ_ASCII saRESEAU ;
saRESEAU := RESEAU ;

!!! FCTOBJ *****
!*****
OPTIM := FOBJCT: RESEAU ::
    CTRL-ZONE-DF BURNUP-ZONE 3000.0 15000.0 ALL
;

!!! FCTOBJ *****
!*****
OPTIM := FOBJCT: OPTIM RESEAU FLUX MACOLD TRACK INDEX ::
    EDIT 1

```

```

CST-ZONE-DF
MAXPOWER
ZONE-DEF
SURV-ZONE 14
PLANE 1
      3 3 3 3 3 3
    1 1 3 3 3 3 3 3 3 3 6 6
  1 1 1 3 3 3 3 3 3 3 3 6 6 6
1 1 1 1 3 3 3 3 3 3 3 3 6 6 6 6
1 1 1 1 1 3 3 3 3 3 3 3 3 6 6 6 6
1 1 1 1 1 1 3 3 3 3 3 3 3 3 6 6 6 6
1 1 1 1 1 1 1 3 3 3 3 3 3 3 3 6 6 6 6
1 1 1 1 1 1 1 1 3 3 3 3 3 3 3 3 6 6 6 6
1 1 1 1 1 1 1 1 1 4 4 4 4 4 4 4 4 6 6 6 6 6 6
1 1 1 1 1 1 1 1 1 4 4 4 4 4 4 4 4 6 6 6 6 6 6
1 1 1 1 1 1 1 1 1 4 4 4 4 4 4 4 4 6 6 6 6 6 6
2 2 2 2 2 2 2 4 4 4 4 4 4 4 4 7 7 7 7 7 7 7
2 2 2 2 2 2 2 4 4 4 4 4 4 4 4 7 7 7 7 7 7 7
2 2 2 2 2 2 2 4 4 4 4 4 4 4 4 7 7 7 7 7 7 7
2 2 2 2 2 2 5 5 5 5 5 5 5 5 7 7 7 7 7 7 7
2 2 2 2 2 2 5 5 5 5 5 5 5 5 7 7 7 7 7 7 7
2 2 2 2 2 5 5 5 5 5 5 5 5 5 7 7 7 7 7
2 2 2 2 5 5 5 5 5 5 5 5 5 7 7 7 7
2 2 5 5 5 5 5 5 5 5 5 7 7
5 5 5 5 5 5
PLANE 2 SAME 1
PLANE 3 SAME 1
PLANE 4 SAME 1
PLANE 5 SAME 1
PLANE 6 SAME 1
PLANE 7
      10 10 10 10 10 10
    8 8 10 10 10 10 10 10 10 10 13 13
  8 8 8 10 10 10 10 10 10 10 10 13 13 13
8 8 8 8 10 10 10 10 10 10 10 10 13 13 13 13
8 8 8 8 8 10 10 10 10 10 10 10 10 13 13 13 13 13
8 8 8 8 8 10 10 10 10 10 10 10 10 13 13 13 13 13
8 8 8 8 8 10 10 10 10 10 10 10 10 13 13 13 13 13
8 8 8 8 8 8 11 11 11 11 11 11 11 13 13 13 13 13 13
8 8 8 8 8 8 11 11 11 11 11 11 11 13 13 13 13 13 13
8 8 8 8 8 8 11 11 11 11 11 11 11 13 13 13 13 13 13
9 9 9 9 9 9 11 11 11 11 11 11 11 14 14 14 14 14 14
9 9 9 9 9 9 11 11 11 11 11 11 11 14 14 14 14 14 14
9 9 9 9 9 9 11 11 11 11 11 11 11 14 14 14 14 14 14
9 9 9 9 9 12 12 12 12 12 12 12 12 14 14 14 14 14
9 9 9 9 9 12 12 12 12 12 12 12 12 14 14 14 14 14
9 9 9 9 12 12 12 12 12 12 12 12 14 14 14 14
9 9 9 12 12 12 12 12 12 12 12 12 14 14 14
9 9 12 12 12 12 12 12 12 12 12 12 14 14
12 12 12 12 12 12 12
PLANE 8 SAME 7

```



```

PLANE 9 SAME 7
PLANE 10 SAME 7
PLANE 11 SAME 7
PLANE 12 SAME 7
VALUE-DEF RANGE 1 14 ALLSAME 100000.
END-MAX-POW
;
!* SAVING INFORMATIONS
!*****
SEQ_ASCII saFLUX ;
saFLUX := FLUX ;

!!! QLPUTL *****
!*****
OPTIM := QLPUTL: OPTIM TRACK INDEX ::
    DEFINITION
        F-C-VOLUME FOBJ          REACTOR
                CONSTRAINT 1      14 ZONE
;
!!! FOBJCT *****
!*****
OPTIM := FOBJCT: OPTIM FLUX SYSTEM TRACK MACOLD INDEX ::
    EVAL-OBJ-CST
    CONSTRAINT 1 14
    FUNCT-PREDEF POWERLIMIT
;
!!! GPTSRC *****
!* GPTOP : GET ADJOINT SOURCE FROM THE OPTIM METHOD
!*****
GPTOP := GPTSRC: OPTIM FLUX SYSTEM TRACK MACOLD INDEX ::
    EDIT 3 ADJOINT CONSTRAINT 1 14
    FUNCT-PREDEF DPHI-POWER ;
SEQ_ASCII saGPTOP ;
saGPTOP := GPTOP ;
!!! GPTFLU *****
!* ORTHOGONALITE VERIFICATION, REPLACE THE MODULE DELTA
!*****
DFLUX := GPTFLU: GPTOP FLUX SYSTEM TRACK ::
    EDIT 0 IMPLICIT FROM-TO 1 14
;
!* SAVING INFORMATIONS
!*****
SEQ_ASCII saDFLUX ;
saDFLUX := DFLUX ;
!!! DELPOW *****
!* MODULE USED TO CALCULATE THE DELTA POWER
!*****
SEQ_ASCII systm0 :: FILE 'iniSYS' ;
SYSTM0 := systm0 ;
POW := DELPOW: TRACK RESEAU FLUX DFLUX SYSTM0 SYSTEM
;
!* SAVING INFORMATIONS
!*****
SEQ_ASCII saPOW ;
saPOW := POW ;
END: ;
QUIT .

```

ANNEXE 4 – MODULE DELPOW

Définition du module DELPOW:

POW := DELPOW: TRACK RESEAU FLUX DFLUX SYSTM0 SYSTEM ::

Where

POW	character*12 name of the delta power linked list or XSM file that will contain the power variation in the 14 controls zones
TRACK	character*12 name of the TRACK (type TRIVAC) containing the tracking information
RESEAU	character*12 name of the MAP that contain the fuel map information
FLUX	character*12 name of the FLUX containing the unperturbed direct flux
DFLUX	character*12 name of the FLUX containing the unperturbed adjoint flux
SYSTM0	character*12 name of the initial SYSTEM containing the system matrices
SYSTEM	character*12 name of the new SYSTEM containing the system matrices

Structure de donnée pour le module DELPOW :

Name	Type	Condition	Units	Comment
STATE-VECTOR	I(40)			Vector describing the various parameters associated with this data structure
DELPOW_14_	R(NbZones)		%	Vector defining the delta power for each zone.

```

SUBROUTINE DELPOW (NENTRY, HENTRY, IENTRY, JENTRY, KENTRY)
*-----*
*
*      *****
*
*      *      MODULE zonal power variation for the 14 zones      *
*
*      *      control for a CANDU6 reactor after modification *
*
*      *      in reflector prorieties      *
*
*      *      MODULE des variations de la puissance zonale      *
*
*      *      dans les 14 regions du reacteur CANDU suite      *
*
*      *      suite a une variation des fuites      *
*
*      *      dans le reacteur      *
*
*      *****
*
* INPUT/OUTPUT PARAMETERS:
*
*      NENTRY : NUMBER OF LINKED LISTS OR FILES USED BY THE MODULE.
*
*      HENTRY : CHARACTER*12 NAME OF EACH LINKED LIST OR FILE.
*
*      IENTRY : =1 LINKED LIST; =2 XSM FILE; =3 SEQUENTIAL BINARY FILE;
*
*               =4 SEQUENTIAL ASCII FILE.
*
*      JENTRY : =0 THE LINKED LIST OR FILE IS CREATED.
*
*               =1 THE LINKED LIST OR FILE IS OPEN FOR MODIFICATIONS;
*
*               =2 THE LINKED LIST OR FILE IS OPEN IN READ-ONLY MODE.
*
*      KENTRY : =FILE UNIT NUMBER; =LINKED LIST ADDRESS OTHERWISE.
*
*      DIMENSION HENTRY (NENTRY), IENTRY (NENTRY), JENTRY (NENTRY),
*
*               KENTRY (NENTRY)
*
* LES LISTES CHAINEES REQUISES SONT:
*
*      KENTRY (1) : OBJET DE TYPE L_POW CREATION
*
*      KENTRY (2) : OBJET DE TYPE L_MAP READ ONLY
*
*      KENTRY (3) : OBJET DE TYPE L_FLUX READ ONLY
*
*      KENTRY (4) : OBJET DE TYPE L_TRIVAC READ ONLY
*
*      KENTRY (5) : OBJET DE TYPE L_INDEX READ ONLY.
*
*      KENTRY (6) : OBJET DE TYPE L_MACROLIB READ ONLY.
*
* APPELS DES PROCEDURES : ,
*-----*
*
*      DOUBLE PRECISION DFLOTT, FOBJ
*
*      INTEGER NENTRY
*
*      REAL FLOTT, BASE, TEMP, ECART, SOMME, TEMP1, TEMP2
*
*      CHARACTER HENTRY (NENTRY) *12, HSIGN*12, TEXT*12, CGRPNM*12, NAMPAR*12
*
*      CHARACTER NAMP*12
*
*      CHARACTER*12 TEXT1, TEXT2

```

```

INTEGER  IENTRY (NENTRY) , JENTRY (NENTRY) , KENTRY (NENTRY)
PARAMETER (NSTATE=40)

INTEGER  IGSTAT (NSTATE) , SYSTTA (NSTATE) , SYSTTB (NSTATE) ,
+        IFSTTD (NSTATE) , ISSTAT (NSTATE) , IFSTTA (NSTATE) ,
+        RDATA (NSTATE)

INTEGER  IPPOW, IPSYSP, IPSYSD, IPFLUA, IPFLUD, IPRES, IPTRK,
+        KCHAR (3) , IBASE, IFP (5) , POWZON, TOTPOW,
+        ISTATE (NSTATE) , IZ, ILONG, ITYPE, POWT, POWZ, NEWPOW,
+        NK, NCH, NUN, NEL, NRES, NGRP, NZ, T, POW1, POW2, POWERZ,
+        IZCNTL, I1, I, K, IDX, NZONES, DELA12, DELA21, DELA11, DELA22,
+        IVEC1, ISGD1, IFLU, FLUD1, FLUD2, FLUA1, FLUA2, AF1, AF2,
+        IKEYF, IVOL, NMIX, SYSD12, SYSD21, SYSP12, SYSP21,
+        SYSD11, SYSD22, SYSP11, SYSP22, P

DIMENSION IBASE (1)
COMMON BASE (1)
EQUIVALENCE (BASE (1) , IBASE (1) )

* PARAMETER VALIDATION.

PRINT* , " DELPOW: NENTRY = " , NENTRY
IF (NENTRY.LT.1) CALL XABORT ('DELPOW: 1 PARAMETERS EXPECTED.')
IF ((IENTRY (1) .NE.1) .AND. (IENTRY (1) .NE.2)) CALL XABORT ('DELPOW: '
1 // 'LINKED LIST OR XSM FILE EXPECTED AT LHS.')
IF (JENTRY (1) .NE.0) CALL XABORT ('DELPOW: CREATION'
+ // ' MODE EXPECTED FOR OBJECT L_GPT .')
IPPOW = KENTRY (1)
IPFLUA = 0
IPFLUD = 0
IPSYSD = 0
IPSYSP = 0
IPRES = 0
IPTRK = 0
DO 5 I=2, NENTRY
  IF ((IENTRY (I) .EQ.1) .OR. (IENTRY (I) .EQ.2)) THEN
    CALL LCMSIX (KENTRY (I) , ' ', 0)
    CALL LCMGET (KENTRY (I) , 'SIGNATURE' , KCHAR)
    WRITE (HSIGN, ' (3A4) ') (KCHAR (I1) , I1=1, 3)
    IF (HSIGN.EQ. 'L_FLUX') THEN
      IF (IPFLUD.EQ.0) THEN

```

```

        IPFLUD = KENTRY(I)
        NAMPAR = 'STATE-VECTOR'
        IF(JENTRY(I).NE.2) CALL XABORT('DELPOW'
+      '//': READ-ONLY MODE EXPECTED FOR OBJECT'//HSIGN//'.')
    ELSEIF (IPFLUA.EQ.0) THEN
        IPFLUA = KENTRY(I)
        NAMPAR = 'STATE-VECTOR'
        IF(JENTRY(I).NE.2) CALL XABORT('DELPOW'
+      '//': READ-ONLY MODE EXPECTED FOR OBJECT'//HSIGN//'.')
    ENDIF
ELSEIF (HSIGN.EQ.'L_SYSTEM') THEN
    IF (IPSYSD.EQ.0) THEN
        IPSYSD = KENTRY(I)
        NAMPAR = 'STATE-VECTOR'
        IF(JENTRY(I).NE.2) CALL XABORT('DELPOW'
+      '//': READ-ONLY MODE EXPECTED FOR OBJECT'//HSIGN//'.')
    ELSEIF (IPSYSP.EQ.0) THEN
        IPSYSP = KENTRY(I)
        NAMPAR = 'STATE_VECTOR'
        IF(JENTRY(I).NE.2) CALL XABORT('DELPOW:'
+      //' READ-ONLY MODE EXPECTED FOR OBJECT'//HSIGN//'.')
    ENDIF
ELSEIF (HSIGN.EQ.'L_MAP') THEN
    IF (IPRES.EQ.0) THEN
        IPRES = KENTRY(I)
        NAMPAR = 'STATE-VECTOR'
        IF(JENTRY(I).NE.2) CALL XABORT('DELPOW'
+      '//': READ-ONLY MODE EXPECTED FOR OBJECT'//HSIGN//'.')
    ENDIF
ELSEIF (HSIGN.EQ.'L_TRACK') THEN
    IF (IPTRK.EQ.0) THEN
        IPTRK = KENTRY(I)
        NAMPAR = 'STATE-VECTOR'
        IF(JENTRY(I).NE.2) CALL XABORT('DELPOW'
+      '//': READ-ONLY MODE EXPECTED FOR OBJECT'//HSIGN//'.')
    ENDIF
ENDIF
ENDIF

```

```

      ENDIF
5  CONTINUE
C*****
      IF( IPFLUA.EQ.0 .OR. IPSYSD.EQ.0 .OR. IPSYSP.EQ.0 .OR.
+ IPFLUD.EQ.0 .OR. IPRES.EQ.0 .OR. IPTRK.EQ.0 )
+ CALL XABORT('DELPOW: OBJECT MISSING ')
      HSIGN='L_POW'
      READ(HSIGN,'(3A4)') (KCHAR(I1),I1=1,3)
      CALL LCMPUT(IPPOW,'SIGNATURE',3,3,KCHAR)
!  OBJECTS COMPATIBILITE VERIFICATION
!*****
!      STATE VECTOR OF INITIAL SYSTEM
      CALL LCMGET(IPSYSD,'STATE-VECTOR',SYSTTA)
      NGRP = SYSTTA(1)
      NELEM = SYSTTA(2)
      ITY = SYSTTA(4)
C      PRINT* , " DELPOW: GROUP NUMBER " , NGRP
C      PRINT* , " DELPOW: ELEMENT NUMBER " , NELEM
C      PRINT* , " DELPOW: MATRIX TYPE " , ITY
!      STATE VECTOR OF SYSTEM PERTURBED
      CALL LCMGET(IPSYSP,'STATE-VECTOR',SYSTTB)
      IF( SYSTTB(1).NE.NGRP )CALL XABORT('DELPOW: UNPERTURBED AND'
+ //' PERTURBED SYSTEM OBJECTS HAVE DIFFERENT NUMBER OF GROUPS')
      IF( SYSTTB(4).NE.ITY )CALL XABORT('DELPOW: UNPERTURBED AND'
+ //' PERTURBED SYSTEM OBJECTS HAVE DIFFERENT MATRIX TYPE')
!      STATE VECTOR OF DIRECT FLUX
      CALL LCMGET(IPFLUD,'STATE-VECTOR',IFSTTD)
      IF( IFSTTD(1).NE.NGRP )CALL XABORT('DELPOW: L_SYSTEM AND L_FLUX'
+ //'FOR UNPERTURBED STATE HAVE DIFFERENT NUMBER OF GROUPS')
!      STATE VECTOR OF ADJOINT FLUX
      CALL LCMGET(IPFLUA,'STATE-VECTOR',IFSTTA)
      IF( IFSTTA(1).NE.NGRP )CALL XABORT('DELPOW: L_SYSTEM AND L_FLUX'
+ //'FOR UNPERTURBED STATE HAVE DIFFERENT NUMBER OF GROUPS')
!*****
!*****
!*      DATA READING from SURVEY Module
!*
20  CALL LCMSIX(IPRES,' ',0)

```

```

      CALL LCMGET(IPRES,'STATE-VECTOR',RDATA)
      NK = RDATA(1)
      NCH = RDATA(2)
      CALL SETARA(IBASE,NCH,IZCNTL)
      CALL LCMGET(IPRES,'CONTR-ZONE',IBASE(IZCNTL))
!*
!* SEARCH FOR THE NUMBER OF INTEREST ZONE
!* AS THE MAXIMUM OF CONTR-ZONE VECTOR
!*
      NZONES = 0
      DO 30 I=1,NCH
          IDX = IZCNTL+I-1
          NZONES = MAX(NZONES,IBASE(IDX))
30  CONTINUE
C*****-----
      NZ = NZONES * 2
      CALL SETARA(IBASE,NCH,POWZON)
      CALL LCMGET(IPRES,'POW-SURV      ',IBASE(POWZON))
      CALL SETARA(IBASE,1,TOTPOW)
      CALL LCMGET(IPRES,'POWER-TOTAL ',IBASE(TOTPOW))
!* INCREASE VECTOR OF ZONE NUMBER TO THE TOTAL NUMBER OF
!* BUNDLES (NCH*NK) AND IF REQUIRED MODIFY NUMBER OF ZONES
!* FOR HALF CORE IN Z DIRECTION RENUMBERING
      CALL SETARA(IBASE,NCH*NK,IZONE)
      DO 40 I=1,NCH
          DO 41 K=1,NK
              IDX = IZONE + (K-1)*NCH + I - 1
              IBASE(IDX) = IBASE(IZCNTL+I-1)
C          PRINT* ," DELPOW: GROUP NUMBER " , IBASE(IDX)
41  CONTINUE
!*
!*      NUMBERING TO 2*NZONES IF POW-CONTR OPTION VALID

      DO 42 K=NK/2+1,NK
          IDX = IZONE + (K-1)*NCH + I - 1
          IBASE(IDX) = IBASE(IZCNTL+I-1) + NZONES
C          PRINT* ," DELPOW: GROUP NUMBER " , IBASE(IDX)

```

```

42      CONTINUE
40      CONTINUE
C*****
C      FLUX DIRECT
      CALL SETARA (IBASE,NELEM,FLUD1)
      CALL LCMGET (IPFLUD, 'FLUX  1      ', IBASE (FLUD1))
      CALL SETARA (IBASE,NELEM,FLUD2)
      CALL LCMGET (IPFLUD, 'FLUX  2      ', IBASE (FLUD2))
C*****
*****
C      CREATION OF SYSTEM VECTORS A11, A22 FOR SYSTEM D AND SYSTEM P

      CALL SETARA (IBASE,NELEM,SYSD11)
      CALL SETARA (IBASE,NELEM,SYSD22)
      CALL SETARA (IBASE,NELEM,SYSP22)
      CALL SETARA (IBASE,NELEM,SYSP11)
C      PRINT* , " DELPOW: CALL MTLDLM "
      K = 1
      T = 2
      WRITE (TEXT1, ' (1HA,2I3) ') K,K
      WRITE (TEXT2, ' (1HA,2I3) ') T,T
      CALL MTLDLM (TEXT1, IPTRK, IPSYSD, NELEM, ITY, IBASE (FLUD1) ,
+                IBASE (SYSD11) )
      CALL MTLDLM (TEXT1, IPTRK, IPSYSP, NELEM, ITY, IBASE (FLUD1) ,
+                IBASE (SYSP11) )
      CALL MTLDLM (TEXT2, IPTRK, IPSYSD, NELEM, ITY, IBASE (FLUD2) ,
+                IBASE (SYSD22) )
      CALL MTLDLM (TEXT2, IPTRK, IPSYSP, NELEM, ITY, IBASE (FLUD2) ,
+                IBASE (SYSP22) )
      CALL SETARA (IBASE,NELEM,SYSP12)
      CALL LCMGET (IPSYSP, 'A  1  2      ', IBASE (SYSP12))
      CALL SETARA (IBASE,NELEM,SYSP21)
      CALL LCMGET (IPSYSP, 'A  2  1      ', IBASE (SYSP21))
      CALL SETARA (IBASE,NELEM,SYSD12)
      CALL LCMGET (IPSYSD, 'A  1  2      ', IBASE (SYSD12))
      CALL SETARA (IBASE,NELEM,SYSD21)
      CALL LCMGET (IPSYSD, 'A  2  1      ', IBASE (SYSD21))
C      PRINT* , " DELPOW: CALCUL DES DELTAS A "

```



```

! COMPUTING DELTA SYSTEM A
CALL SETARA (IBASE,NELEM,DELA12)
CALL SETARA (IBASE,NELEM,DELA21)
CALL SETARA (IBASE,NELEM,DELA11)
CALL SETARA (IBASE,NELEM,DELA22)
CALL SETARA (IBASE,NELEM,AF1)
CALL SETARA (IBASE,NELEM,AF2)
DO 13 I=1,NELEM
    BASE (DELA12 + I-1) = (BASE (SYSD12+I-1) - BASE (SYSP12+I-1))
+
    *BASE (FLUD2+I-1)
    BASE (DELA21 + I-1) = (BASE (SYSD21+I-1) - BASE (SYSP21+I-1))
+
    *BASE (FLUD1+I-1)
C    DELA11 ET DELA22 are multiplied by the flux
    BASE (DELA11 + I-1) = BASE (SYSD11+I-1) - BASE (SYSP11+I-1)
    BASE (DELA22 + I-1) = BASE (SYSD22+I-1) - BASE (SYSP22+I-1)
C    vecteur A * flux
C    AF1 = DELA11 * FLUX1 + DELA12 * FLUX2
C    AF1 = DELA21 * FLUX1 + DELA22 * FLUX2
    BASE (AF1 + I-1) = BASE (DELA11 + I-1) + BASE (DELA12 + I-1)
    BASE (AF2 + I-1) = BASE (DELA21 + I-1) + BASE (DELA22 + I-1)
13 CONTINUE

C    DO 16 I=1,NELEM
C    DEBUG: VECTOR TO MULTIPLY BY THE FLUX
C    PRINT* , " DELPOW: A " , BASE (AF1 + I-1)
C    PRINT* , " DELPOW: A " , BASE (AF2 + I-1)
C    16 CONTINUE

C    PRINT* , " DELPOW: SYSD12 " , SYSD12
    CALL RLSARA (IBASE (SYSD12))
C    PRINT* , " DELPOW: SYSD21 " , SYSD21
    CALL RLSARA (IBASE (SYSD21))
C    PRINT* , " DELPOW: SYSP12 " , SYSP12
    CALL RLSARA (IBASE (SYSP12))
C    PRINT* , " DELPOW: SYSP21 " , SYSP21
    CALL RLSARA (IBASE (SYSP21))

```

```

C      PRINT* ," DELPOW: SYSP11 " ,SYSP11
      CALL RLSARA(IBASE(SYSP11))
C      PRINT* ," DELPOW: SYSP22 " ,SYSP22
      CALL RLSARA(IBASE(SYSP22))
C      PRINT* ," DELPOW: SYSD11 " ,SYSD11
      CALL RLSARA(IBASE(SYSD11))
C      PRINT* ," DELPOW: SYSD22 " ,SYSD22
      CALL RLSARA(IBASE(SYSD22))
C      vider les matrices systems A
C      PRINT* ," DELPOW: DELA12 " ,DELA12
      CALL RLSARA(IBASE(DELA12))
C      PRINT* ," DELPOW: DELA21 " ,DELA21
      CALL RLSARA(IBASE(DELA21))
C      PRINT* ," DELPOW: DELA11 " ,DELA11
      CALL RLSARA(IBASE(DELA11))
C      PRINT* ," DELPOW: DELA22 " ,DELA22
      CALL RLSARA(IBASE(DELA22))

C*****
C      NZONES = 7, recuperer de IPRES
      NZ = NZONES * 2
      CALL SETARA(IBASE,NZ,POWZ)
      CALL SETARA(IBASE,NELEM,FLUA1)
      CALL SETARA(IBASE,NELEM,FLUA2)

C      THERMIC ZONAL POWER: 6128 zones
      CALL SETARA(IBASE,NELEM,POW1)
C      PUISSANCE ZONALE RAPIDE a 6128 zones
      CALL SETARA(IBASE,NELEM,POW2)
C      PUISSANCE ZONALE a 4560 zones
      CALL SETARA(IBASE,NELEM,POWT)

      K = 1
      T = 2
      DO 400 IZ=1,NZ

```

```

C      LES ADJOINT DE FLUX
      WRITE(TEXT1,'(6HADFLUX,2I3)') K,IZ
      WRITE(TEXT2,'(6HADFLUX,2I3)') T,IZ
      CALL LCMGET(IPFLUA,TEXT1,IBASE(FLUA1))
      CALL LCMGET(IPFLUA,TEXT2,IBASE(FLUA2))
      DO 100 I=1,NELEM
          BASE(POW1 + I-1) = BASE(FLUA1+I-1)*BASE(AF1+I-1)
          BASE(POW2 + I-1) = BASE(FLUA2+I-1)*BASE(AF2+I-1)
          BASE(POWT + I-1) = BASE(POW1 + I-1) + BASE(POW2 + I-1)
100    CONTINUE
!      CALCULATING POWER BY ZONES (14 zones)
!      *****
      DO 500 I=1,NELEM
          BASE(POWZ+IZ-1) = BASE(POWZ+IZ-1) + BASE(POWT+I-1)
          BASE(POWZ+IZ-1) = (-1) * BASE(POWZ+IZ-1)
500    CONTINUE
C      END DE LA BOUCLE DES ZONES
400 CONTINUE
C LIBERATION DE MEMOIRE
C *****
C      vider les matrices de FLUX direct
C      PRINT* ," DELPOW: FLUD1 " ,FLUD1
      CALL RLSARA(IBASE(FLUD1))
C      PRINT* ," DELPOW: FLUD2 " ,FLUD2
      CALL RLSARA(IBASE(FLUD2))
C      vider les matrices de FLUX adjoint
C      PRINT* ," DELPOW: FLUA1 " ,FLUA1
      CALL RLSARA(IBASE(FLUA1))
C      PRINT* ," DELPOW: FLUA2 " ,FLUA2
      CALL RLSARA(IBASE(FLUA2))

C      PRINT* ," DELPOW: AF1 " ,AF1
      CALL RLSARA(IBASE(AF1))
C      PRINT* ," DELPOW: AF2 " ,AF2
      CALL RLSARA(IBASE(AF2))

```

```

C*****
C      TOTAL POWER: THERMIC MEGA WAT
      PRINT* ," DELPOW: TOTAL POWER ",  BASE(TOTPOW)

C      POURCENTAGE OF POWER BY ZONE

      DO 600 IZ=1,NZ

          PRINT* ," DELPOW: FRACTION POWER IN ZONE ",
+
              IZ , » : ",  BASE(POWZON+IZ-1)

600 CONTINUE

      PRINT* ," "
      PRINT* ,"DELPOW: ***** "
      PRINT* , » "
C*****
C      POWER IN EACH ZONE :THERMIC MEGA WAT
      SOMME = 0
      CALL SETARA(IBASE,NZ,POWERZ)
      DO 640 IZ=1,NZ
          BASE(POWERZ+IZ-1) = BASE(POWZON+IZ-1) *  BASE(TOTPOW)
          PRINT* ," DELPOW: MT POWER IN ZONE ",
+
              IZ , » : ",  BASE(POWERZ+IZ-1)

      SOMME = SOMME + BASE(POWERZ+IZ-1)
640 CONTINUE

      PRINT* ," DELPOW:  SOMM OF PWER FRACTION ",SOMME
      PRINT* ," "
      PRINT* ,"DELPOW: ***** "
      PRINT* , » "
C*****
C      OBJECTIV FONCTION CALCULATION

      IF (NZ .EQ. 14) THEN
          DO 645 IZ=1,NZ
              FOBJ = ( (BASE(POWZON+1-1)  - (52/380) ) **2)
+
                  + ( (BASE(POWZON+2-1)  - (52/380) ) **2)

```

```

+          + ( (BASE (POWZON+3-1) - (62/380) ) **2)
+          + ( (BASE (POWZON+4-1) - (48/380) ) **2)
+          + ( (BASE (POWZON+5-1) - (62/380) ) **2)
+          + ( (BASE (POWZON+6-1) - (52/380) ) **2)
+          + ( (BASE (POWZON+7-1) - (52/380) ) **2)
+          + ( (BASE (POWZON+8-1) - (52/380) ) **2)
+          + ( (BASE (POWZON+9-1) - (52/380) ) **2)
+          + ( (BASE (POWZON+10-1) - (62/380) ) **2)
+          + ( (BASE (POWZON+11-1) - (48/380) ) **2)
+          + ( (BASE (POWZON+12-1) - (62/380) ) **2)
+          + ( (BASE (POWZON+13-1) - (52/380) ) **2)
+          + ( (BASE (POWZON+14-1) - (52/380) ) **2)
645      CONTINUE
      ELSE
          FOBJ = FOBJ + ( (BASE (POWZON+IZ-1) - (1/NZ) ) **2)
      ENDIF
      PRINT* , "DELPOW: OBJECTIVE FONCTION: ", FOBJ
      PRINT* , " "
      PRINT* , "DELPOW: ***** "
      PRINT* , » "
C*****
C      VARIATION OF POWER BY ZONE
      SOMME = 0
      DO 650 IZ=1,NZ
          PRINT* , » DELPOW: DELTA POWER IN ZONE ",
+
          IZ , » : ", BASE (POWZ+IZ-1)
          SOMME = SOMME + BASE (POWZ+IZ-1)
650 CONTINUE
      PRINT* , "SOMME: ", SOMME
      PRINT* , " "
      PRINT* , "DELPOW: ***** "
      PRINT* , » "
C*****
C INITIAL ECART OF POWER
      ECART = 0
      TEMP = 0
      P = 0

```

```

DO 710 IZ=1,NZ
  DO 720 K=1,NZ
    P=0
    IF(K .NE. IZ) THEN
      IF(BASE(POWZ+K-1) .LT. 0) THEN
        TEMP1 = BASE(POWZ+K-1) * -1
        P = P+1
      ENDIF
      IF(BASE(POWZ+IZ-1) .LT. 0) THEN
        TEMP2 = BASE(POWZ+IZ-1) * -1
        P = P+1
      ENDIF
      IF((P .EQ. 0 ).OR. (P .EQ. 2 )) THEN
        IF (TEMP1 .GT. TEMP2) THEN
          TEMP = TEMP1 - TEMP2
        ELSE
          TEMP = TEMP2 - TEMP1
        ENDIF
      ELSEIF (K .EQ. 1) THEN
        TEMP = TEMP1 + TEMP2
      ENDIF

      IF(TEMP .GT. ECART) THEN
        ECART = TEMP
      ENDIF
    ENDIF
  720 CONTINUE
710 CONTINUE

  PRINT* ,"DELPOW: ECART : " , ECART
  PRINT* ," "
  PRINT* ,"DELPOW: ***** "
  PRINT* , » "

C*****
!liberation de memoire
!*****
C      vider la matrice des zones de control

```

```

C      PRINT* ," DELPOW: IZONE " ,IZONE
      CALL RLSARA(IBASE(IZONE))

C      PRINT* ," DELPOW: IZCNTL " ,IZCNTL
      CALL RLSARA(IBASE(IZCNTL))


C      vider les matrice de puissance zonale
C      PRINT* ," DELPOW: POW1 " ,POW1
      CALL RLSARA(IBASE(POW1))

C      PRINT* ," DELPOW: POW2 " ,POW2
      CALL RLSARA(IBASE(POW2))

C      PRINT* ," DELPOW: POWT " ,POWT
      CALL RLSARA(IBASE(POWT))


C      PRINT* ," DELPOW: POWERZ " ,POWERZ
      CALL RLSARA(IBASE(POWERZ))


      WRITE (NAMP,'(6HDELPOW,I3)') NZ
      CALL LCMPUT(IPPOW,NAMP,NZ,2,BASE(POWZ))


      RETURN
      END

```

ANNEXE 5 – MEILLEUR RÉSULTAT OBTENU

Croisement numéro 19

```

!*****
!*
!* PROCEDURE:  PgeoG2
!* USAGE:      Geometry construction for Gentilly2 reactor
!*AUTHOR:E.Varin (96/02/01)
!*            B. Dionne (01/03/04) (pour cours ENE6209)
!*            M. Mahjoub (11/06/01)
!* CALL:
!*  GEOM2 INDEX := PgeoG2  ;
!* NOTES:
!*
!*      G2 reactor is a CAR3D geometry of 26*26*12 cells
!*      It is the Coarse definition, for fine geometry,
!*      There are mesh-splitting in X direction only
!*
!*      The boundary conditions are VOID or CYLI, for cylindric
!*      correction.
!*
!*****
PARAMETER GEOM2 INDEX ::
                ::: LINKED_LIST GEOM2 INDEX ;
                ;
MODULE END: GEOD: USPLIT: ;
LINKED_LIST GEOM ;
!* Declaration des variables
!*****
INTEGER Maxreg ;
!* Lecture des arguments de la procedure
!*****
:: >>Maxreg<< ;
!* Definition de la gemometrie a 2 zones
!*****
GEOM := GEOD: :: CAR3D 26 26 12
EDIT 0
X- ZERO  X+ ZERO
Y- ZERO  Y+ ZERO
Z- ZERO  Z+ ZERO
MIX

```



```

MESHX  3.150 45.050 68.525 97.100 125.675 154.250 182.825 211.400
        239.975 268.550 297.125 325.700 354.275 382.850 411.425
        440.000 468.575 497.150 525.725 554.300 582.875 611.450
        640.025 668.600 697.175 720.650 762.550
MESHY  3.150 45.050 68.525 97.100 125.675 154.250 182.825 211.400
        239.975 268.550 297.125 325.700 354.275 382.850 411.425
        440.000 468.575 497.150 525.725 554.300 582.875 611.450
        640.025 668.600 697.175 720.650 762.550
MESHZ  3.940 53.470 103.000 152.530 202.060 251.590 301.120 350.650
        400.180 449.710 499.240 548.770 598.30 ;
GEOM2 INDEX := USPLIT: GEOM :: MAXR <<Maxreg>> ;
END: ;
QUIT .

```

N. B. : Chaque quart de plan doit être dupliqué en respectant la symétrie horizontale et la symétrie verticale afin de compléter le plan dans le cas ou on veut reproduire la simulation dans DONJON.